

2012 ГОДОВОЙ ОТЧЁТ



**ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ**

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



**ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ**

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

ОТЧЁТ

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,
ВЫПОЛНЕННЫХ в 2012 г.

Димитровград
2013

УДК 621.039

Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2012 г. – Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2013. – 176 с.

Отчёт содержит статьи о выполненных в 2012 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР», таких 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: С.В. Павлов (председатель), С.К. Вавилов, Е.А. Звир, А.Л. Ижутов, В.В. Калыгин (зам. председателя), В.А. Кислый, М.В. Кормилицын, Р.А. Кузнецов, Н.В. Кузнецова, В.Д. Рисованный, В.В. Серебряков, Н.В. Чертухина (секретарь)

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»), 2013

ISBN 978-5-94831-131-9



ВВЕДЕНИЕ

События 2012 года ещё раз подтвердили, что ОАО «ГНЦ НИИАР» заслуженно называют ведущим научным центром и основной экспериментальной базой атомной отрасли. По оценке результативности деятельности, проведённой специальной комиссией Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом», наш институт признан лидером среди организаций, выполняющих научно-исследовательские, опытно-конструкторские и технологические работы гражданского назначения.

В 2012 году существенное развитие получили начатые ранее разработки по федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года», в рамках которой институт является главным исполнителем по ряду проектов.

В частности, выполнен большой объём научно-исследовательских, опытно-конструкторских и проектных работ, направленных на создание МБИР – многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах: выпущены технические задания на основные элементы и оборудование; проведены работы для обоснования материалов технического проекта, проектных решений по системам, экспериментальным установкам; разработаны материалы технических проектов по основному оборудованию; выполнены необходимые для разработки и выпуска проектной документации инженерно-исследовательские работы, а также комплексный мониторинг окружающей среды и многое другое.

В 2012 году проводились работы по созданию на площадке НИИАР экспериментальной базы нового поколения – полифункционального радиохимического исследовательского комплекса для исследований замкнутого ядерного топливного цикла: разработаны технические задания на систему аналитического обеспечения технологических процессов и основные элементы системы, эскизные проекты универсального технологического модуля, транспортных и грузоподъёмных систем, защитного оборудования. Важнейшим событием года стало завершение разработки проектной документации комплекса.

Продолжались и работы по техническому перевооружению технологического комплекса по производству твэлов и ТВС с МОКС-топливом: строительно-монтажные работы, комплектация комплекса оборудованием, а также доработка, модернизация, монтаж и испытание этого оборудования. В то же время не прекращались работы по производству гранулята, твэлов и ТВС для обеспечения стартовой загрузки гибридной активной зоны реактора БН-800.

В отчётном году были проведены исследования для обоснования технических решений по оборудованию и отдельным операциям в рамках проекта «Разработка и обоснование технологических и проектно-конструкторских решений для промышленного пристанционного модуля переработки отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах». Оценка эффективности предлагаемых решений для разрабатываемой пирохимической технологии переработки плотного топлива позволяет уже на данном этапе исследований сделать вывод о возможности организации пристанционной схемы замыкания ядерного топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах, способной обеспечить высокую степень защиты окружающей среды и обладающей достаточной конкурентоспособностью.

В 2012 году также выполнен большой объём работ в рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»: вывезено на переработку более семисот отработанных ТВС исследовательских реакторов; начато строительство пункта контейнерного хранения твёрдых радиоактивных отходов; продолжены работы по выводу из эксплуатации исследовательской ядерной установки АСТ-1, реконструкции опытно-промышленного полигона захоронения жидких радиоактивных отходов с целью безопасной эксплуатации до 2020 года.

Среди основных задач, которые институту предстояло решить в 2012 году, было и создание производства радионуклида молибдена-99 в рамках проектов Комиссии при Президенте Российской Федерации по модернизации и технологическому развитию экономики России. Коллектив института сделал всё возможное для того, чтобы выполнить эту работу к назначенному сроку: 26 декабря был подписан акт «О пуске в опытную эксплуатацию второй очереди производства молибдена-99».

Были продолжены работы по модернизации экспериментальной базы института, направленные на повышение безопасности эксплуатации ядерных установок, усовершенствование их экспериментальных возможностей. Существенный прогресс достигнут в оснащении участков материаловедческого комплекса современным оборудованием, предназначенным для проведения послереакторных исследований.

В 2012 году успешно завершён совместный проект «Производство стержней управления и защиты с повышенными эксплуатационными характеристиками для действующих и инновационных ядерных реакторов IV поколения», работы по которому были выполнены ОАО «ГНЦ НИИАР» и ФГБОУ ВПО «Ульяновский государственный университет» в рамках реализации постановления Правительства Российской Федерации от 09.04.2010 г. № 218 «О мерах государственной поддержки развития кооперации российских высших учебных заведений и организаций, реализующих комплексные проекты по созданию высокотехнологического производства». В ходе реализации проекта в ОАО «ГНЦ НИИАР» отработаны

технологии и модернизирован технологический участок изготовления стержней системы управления и защиты для действующих отечественных ядерных реакторов на быстрых нейтронах БН-600 и БОР-60, строящегося реактора БН-800, проектируемых реакторов: БН-1200, СВБР-100, БРЕСТ-300, МБИР – и реакторов на тепловых нейтронах, включая ВВЭР-1000, в том числе и размещённых за пределами Российской Федерации, а также плавучих АЭС и исследовательских ядерных реакторов.

В отчётном году в ОАО «ГНЦ НИИАР» впервые было исследовано несколько кассет усовершенствованной конструкции, которые отличаются повышенной ураноёмкостью твэлов и в которых применяются топливные и конструкционные материалы с улучшенными эксплуатационными свойствами. ТВСА-АЛЬФА, ТВСА-5М и ТВС-2М были доставлены в институт после опытно-промышленной эксплуатации на Калининской и Балаковской АЭС.

Нельзя не отметить и стабильную безопасную работу всех исследовательских реакторов института. Все научные задачи по испытанию материалов и оборудования ядерной техники были выполнены в полном объёме. Кроме того, в 2012 году все наши реакторы успешно прошли стресс-тесты, которые были инициированы Международным агентством по атомной энергии на всех объектах атомной энергетики после аварии на АЭС в Фукусиме.

В 2012 году была продолжена деятельность по развитию ядерно-инновационного кластера, основная цель которого состоит в обеспечении кооперации между крупнейшими участниками кластера: ОАО «ГНЦ НИИАР» и Федеральным медико-биологического агентством Министерства здравоохранения и социального развития России – при реализации проекта создания Федерального высокотехнологического центра медицинской радиологии. Программа развития ядерно-инновационного кластера стала победителем конкурса пилотных программ развития территориальных кластеров, проведённого Министерством экономического развития Российской Федерации.

Успешное выполнение перечисленных и многих других работ, выполненных в институте в отчётном году, было бы невозможно без управления качеством работ. Система менеджмента качества распространяется на все стадии жизненного цикла продукции, создаваемой в ОАО «ГНЦ НИИАР», начиная от планирования, разработки и заканчивая утилизацией, а также на все подразделения, принимающие участие в создании продукции. В 2012 году сертифицирующие органы подтвердили соответствие действующей системы менеджмента качества института требованиям международного стандарта ИСО 9001:2008 и государственного военного стандарта ГОСТ РВ 15. 002-2003.

Госкорпорация «Росатом», высоко оценив имеющуюся научную базу и высокий потенциал института, отвела ОАО «ГНЦ НИИАР» ведущую роль в формировании экспериментальной базы для обоснования и реализации в России новой технологической платформы атомной энергетики.

Научные задачи, стоящие перед коллективом, сложны, но интересны. И нет никаких сомнений, что все они будут выполнены.

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





ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

1

ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2012

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Основные направления работ на исследовательских ядерных установках ОАО «ГНЦ НИИАР» в 2012 году:

- ◆ 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 материалов;
- ◆ 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 систем сбора и обработки экспериментальных данных при проведении внутриреакторных исследований;
- ◆ внутриреакторные исследования влияния нейтронного потока и реакторных излучений на свойства конструкционных, поглощающих и топливных материалов;
- ◆ ампульные и петлевые испытания макетов тепловыделяющих элементов, поглощающих элементов, рабочих источников нейтронов и других компонентов активных зон ядерных реакторов с различными типами теплоносителя при стационарных, переходных и аварийных режимах эксплуатации;
- ◆ расчётные и экспериментальные исследования в обоснование безопасного обращения с неотработавшими и отработавшими ядерными материалами;
- ◆ разработка методик контроля и экспериментальные исследования водно-химических режимов исследовательских и энергетических ядерных реакторов.

Реактор МИР

Проведены ресурсные испытания ТВС с несколькими модификациями перспективных тепловыделяющих элементов дисперсионного типа для транспортных реакторов и реакторов для малой энергетики.

В петлевой установке ПВ-2 реактора МИР завершены испытания опытных твэлов в составе экспериментальной сборки в условиях борно-литиевого водно-химического режима с прямым дозированием газообразного водорода в теплоноситель первого контура петлевой установки.

Завершено облучение образцов опытного низкоактивируемого титанового сплава марки ПТ-542 для исследования его механических свойств. В процессе испытаний во время плановой остановки проведены промежуточные исследования твэлов на стенде инспекции в бассейне выдержки реактора МИР. Получены данные о состоянии конструктивных элементов и поверхности оболочек твэлов, о диаметре твэлов и толщине оксидной плёнки на оболочках твэлов.

В связи с разработкой модифицированного топлива ВВЭР (твэлов со сплошной таблеткой, утонённой оболочкой и т.д.) одним из ключевых аспектов лицензирования топлива является экспериментальное обоснование проектных критериев, определяющих работоспособность тепловыделяющих элементов. В петлевом канале реактора МИР проведены испытания в режиме со скачком мощности трёх полномасштабных твэлов ВВЭР-1000 с выгоранием ~ 47 МВт·сут/кгU. Эти испытания – первый эксперимент из запланированной серии экспериментов со скачком мощности на модифицированных твэлах ВВЭР.

Был завершён методический эксперимент с моделированием аварийной ситуации с кризисом теплоотдачи на оболочках твэлов и выполнен анализ результатов. В проведённом эксперименте кризис теплоотдачи был реализован при температуре теплоносителя 300 °С и линейной плотности теплового потока 350 Вт/см. Результаты эксперимента показали, что для надёжной фиксации момента наступления кризиса следует применить дополнительный сигнал – производную показаний термоэмиссионного преобразователя внутри топливного сердечника от времени.

Продолжались работы по модернизации петлевой установки с газовым теплоносителем для обеспечения реакторных испытаний в рамках проекта «Создание транспортно-энергетического модуля на основе ядерной энергодвигательной установки мегаваттного класса». Обоснована компоновка тепловыделяющей сборки твэлами.

Приведены перечень и назначение основных экспериментов с краткой характеристикой объектов и параметров испытаний.

Основные сведения по петлевым испытаниям ТВС и экспериментам в реакторе МИР

Назначение испытаний	Длина твэла, мм	Число твэлов	Выгорание топлива
Получение экспериментальных данных о поведении ТВС с твэлами на основе дисперсионной топливной композиции для АЭС малой мощности	1000	55	0,2 г/см ³
Получение экспериментальных данных о поведении ТВС с твэлами на основе дисперсионной топливной композиции для реакторной установки плавучих энергоблоков	1000	9	1 г/см ³
Получение данных о работоспособности твэлов перспективных конструкций на основе интерметаллида и диоксида урана в составе облучательного устройства «Гирлянда»	250	120	0,7 г/см ³
Получение экспериментальных данных о поведении ТВС с твэлами на основе дисперсионной топливной композиции для РУ РИТМ	1000	31	0,2 г/см ³
Получение экспериментальных данных о поведении твэлов перспективных конструкций на основе дисперсионной топливной композиции в составе петлевой ТВС	1000	19	0,5 г/см ³
Экспериментальное подтверждение работоспособности твэлов ВВЭР-1000 модифицированной конструкции в режиме скачка мощности (эксперимент с полномасштабными отработавшими твэлами)	3840 и 1000	3+1	47 МВт сут /кгU

Назначение испытаний	Длина твэла, мм	Число твэлов	Выгорание топлива
Получение экспериментальных данных о поведении твэлов типа PWR отечественного производства в борно-литиевом водно-химическом режиме	~ 1000	12	26 МВт·сут/кгU
Облучение образцов до флюенса нейтронов $1,2 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ ($E > 0,5 \text{ МэВ}$) из низкоактивируемого титанового сплава в условиях аммиачного водно-химического режима (образцов на растяжение, ударную вязкость и статическую трещиностойкость)	–	51	–

Реактор РБТ-10/2

Завершены работы по модернизации реакторной установки для увеличения мощности реактора от 7 до 14 МВт. Проведена опытная эксплуатация реактора на мощности 10 МВт.

За отчётный период выполнены расчётные и экспериментальные работы по обоснованию нейтронно-физических характеристик ИЯР РБТ-10/2 при наработке ^{99}Mo ; выполнены работы по ядерному легированию слитков кремния диаметром до 125 мм и по производству радионуклидных продуктов ^{131}I , ^{99}Mo .

Реактор БОР-60

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

- разработаны проекты усовершенствования ряда систем реакторной установки, важных для безопасности;
- выполнены материаловедческие надзорные исследования элементов оборудования, отработавшего в реакторе БОР-60, и специальных образцов, облучённых в течение длительного времени. Дана оценка состояния материала элементов конструкции реактора БОР-60, выполнен анализ и обобщены данные по радиационному распуханию, ползучести и упрочнению для сталей марки X18H10;
- проведены расчётные исследования в обоснование работоспособности элементов внутрикорпусных устройств, оборудования I и II контуров РУ БОР-60;
- выполнен анализ безопасности реактора БОР-60 при авариях с разрушением активной зоны и при плавлении топлива;
- разработана проектная документация «Техническое перевооружение опытного реактора на быстрых нейтронах тепловой мощностью 60 МВт» и представлена на экспертизу в Дирекцию по капитальному строительству Госкорпорации «Росатом».

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	
UO ₂	21	37	75	-	Виброуплотнённое	20,0	32	Оболочки ТВЭЛов – из стали марки ЧС-68, чехлов – из стали марки ЭП-450
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	4	37	72	95	Смешанное виброуплотнённое	18,0	32	Разборная; макеты ТВЭЛов реактора СВБР-100, трубы ТВЭЛов – из стали марки ЭП-823
UO ₂	1	7	10	-	Таблеточное	1,7	45	

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	
UO ₂	108	37	75	Виброуплотнённое	17,7	40	Оболочки ТВЭЛов – из стали марки ЧС-68, чехлов – из стали марки ЭП-450
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	11	37	72	Смешанное виброуплотнённое	16,8	30	
(U, Pu)N	1	7	0,3–0,7	Уран-плутониевое монокригидное	0,4	34	Разборная; макеты ТВЭЛов реактора БРЕСТ, 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
Протоочное	11	320–450	До 11,0	Конструкционные материалы элементов реакторов разных типов, в том числе сплавы циркония
неинструментованное	4	320–550	До 11,0	Материалы для наработки изотопов стронция-89, гадолиния-153
	1	-	3,5	Макеты сурьмяно-бериллиевых рабочих источников нейтронов реактора СВБР-100
Протоочное инструментованное	1	320–360	3,0	Макеты пеллов реактора БРЕСТ-Од-300 на основе карбида бора и гафната дистропия
	1	520–550	6,5	Образцы труб ТВЭЛов реактора СВБР-100

В течение 2012 года в реакторе БОР-60 продолжали облучение макетов элементов активной зоны РУ СВБР-100 в составе разборной экспериментальной ТВС. За время облучения в исследуемых твэлах достигнуты следующие максимальные параметры:

Выгорание топлива.....	1,7 % т.а.
Флюенс быстрых нейтронов	$6,5 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$
Повреждающая доза в стали.....	30 сна

Температурные условия облучения макетов твэлов находились в требуемом диапазоне (500–550 °С – для МК 94–94А и не более 620 °С – для МК 94Б–95А).

Проведены следующие экспериментальные работы:

- испытания сталей марок 10Х15Н9СЗБ1-Ш, 04Х15Н11СЗМТ□ВИ, ЦТ-24У при температуре 320–340, 420–465, 500–550 °С;
- испытания макетов твэлов в составе семитвэльной ЭТВС;
- испытания оболочек твэлов из стали марки ЭП-823Ш в обоснование длительной прочности материала;
- низкотемпературные испытания образцов стали марки ЭП-823Ш в целях разработки рекомендаций по режимам отжига активной зоны РУ СВБР;
- реакторные испытания до ресурсных флюенсов макетов рабочих источников нейтронов РУ СВБР;
- испытания макетов пэлов из карбида бора и гафната диспрозия до ресурсных флюенсов;
- испытания образцов сталей марок ЭП-302Ш, ЦТ-24У, 09Г2С, 08Г2С при температуре 420–470 °С;
- испытания образцов стали марки ЭП-823Ш на ползучесть в диапазоне температуры 420–470 и 500–550 °С;
- исследования влияния облучения на структуру, механические и коррозионные свойства оболочечных труб из сплавов системы Zr–Nb–Sn–Fe–O;
- исследования ползучести и радиационного роста сплава Э-110 (оптимизированного);
- исследования ползучести, радиационного роста, механических свойств и структуры образцов оболочечных труб из сплавов Э-110 (опт.), Э-125 (опт.), Э-110М и Э-635М.

Значительное место в программе экспериментальных работ занимали опытные облучения стартовых материалов для накопления ^{153}Gd и ^{89}Sr . Для этих целей были заняты специальная термализованная ячейка бокового экрана и три ячейки активной зоны.

Реактор СМ

Значительное внимание уделялось оптимизации компоновки активной зоны, процедур её перегрузки для повышения эффективности использования экспериментальных каналов. Были сконструированы новые типы устройств для высокодозных инструментальных облучений конструкционных материалов в активной зоне реактора. Продолжены работы по созданию эффективного рабочего топлива с меньшим паразитным поглощением нейтронов. Отработана технология загрузки/выгрузки внутризонного экспериментального канала диаметром 24,5 мм в ТВС, установленной в ячейку активной зоны реактора.

В отчётном году выполнены следующие исследования по радиационному материаловедению:

- методические реакторные испытания циркониевых образцов в диапазоне температуры 350–380 °С в ячейке ближнего ряда отражателя реактора с моделированием нейтронно-физических параметров, характерных для реакторов с водой под давлением (подтверждение работоспособности облучательного устройства, промежуточная инспекция образцов);
- завершены реакторные испытания образцов матричного, блочного графита и имитаторов топливных компактов по программе ГТ-МГР при температуре 800–1250 °С в ячейке отражателя реактора;
- проведены ресурсные реакторные испытания образцов оболочек твэлов из тугоплавких материалов (сплавов молибдена, вольфрамтанталовых сплавов) в канале, установленном в массиве активной зоны реактора СМ в экспериментальный канал ТВС, загруженной в ячейку активной зоны реактора; образцы отправлены на материаловедческие исследования;
- разработано и изготовлено облучательное устройство для испытаний образцов тугоплавких сплавов на основе молибдена в активной зоне реактора СМ при температуре 800–1250 °С;
- разработаны усовершенствованные методики для испытаний на ползучесть, длительную прочность и коррозионное растрескивание конструкционных материалов для ЯЭУ нового поколения в ячейках модернизированной активной зоны.

Выполнена обширная программа по наработке радионуклидов различного назначения: ^{244}Cm , $^{244-248}\text{Cm}$, ^{242}Pu , ^{243}Am , $^{248,249}\text{Cf}$, ^{252}Cf , ^{33}P , ^{153}Gd , ^{192}Ir , ^{60}Co , ^{188}W , ^{63}Ni , $^{55,59}\text{Fe}$, $^{113,119\text{m}}\text{Sn}$, ^{89}Sr , ^{131}I , ^{125}I , ^{177}Lu .

Реактор РБТ-6

Основные направления экспериментальных исследований в отчётном году:

- реакторные испытания образцов материалов радиационной защиты на основе гидридов металлов в активной зоне реактора РБТ-6 при температуре 300–600 °С;
- испытания новых типов композиционных поглощающих материалов при температуре 800–1200 °С;
- реакторные исследования образцов из нержавеющей стали на длительную прочность;
- реакторные исследования радиационной ползучести топлива на основе диоксида урана с регламентированной микроструктурой;
- облучение новых типов мишеней для наработки ^{99}Mo в составе облучательного устройства в проточных каналах реактора.

Показатели работы реакторов в 2012 году

Параметр	СМ	РБТ-6	МИР	РБТ-10/2	БОР-60
Максимальная мощность, МВт	90	6	53,7	10	53
Коэффициент использования времени, отн. ед.:					
по плану	0,64	0,61	0,67	0,73	0,62
фактически	0,67	0,61	0,69	0,73	0,61
Время работы реактора, сут					
по плану	234,31	223,91	246,7	268,1	228,0
фактически	245,29	223,91	253,2	268,1	223,4
Количество остановок	27	29	15	36	7
В том числе неплановых	2	–	–	–	1

А.Л. Ижуров

ГАЗОАНАЛИТИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ НА ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКЕ С ГАЗОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ ПГ-1 РЕАКТОРА МИР

В состав обширной исследовательской базы ОАО «ГНЦ НИИАР» входит реактор МИР, оснащённый экспериментальными петлевыми установками, на которых проводят испытания перспективных изделий для ядерных объектов различного назначения.

В настоящее время возникла необходимость в проведении испытаний экспериментальных твэлов в газовой среде. Подобные испытания на реакторе МИР могут быть реализованы в петлевой установке с газовым теплоносителем ПГ-1, предназначенной для исследований работоспособности твэлов энергетических реакторов.

Концентрация компонентов и примесей газового теплоносителя первого контура жёстко регламентируется, что требует постоянного и высокоточного химико-аналитического контроля.

С этой целью на реакторе МИР был разработан и реализован проект системы отбора и контроля проб газового теплоносителя первого контура петлевой установки ПГ-1 на основе прецизионного газоаналитического комплекса.

Газоаналитический комплекс петлевой установки ПГ-1 включает в себя:

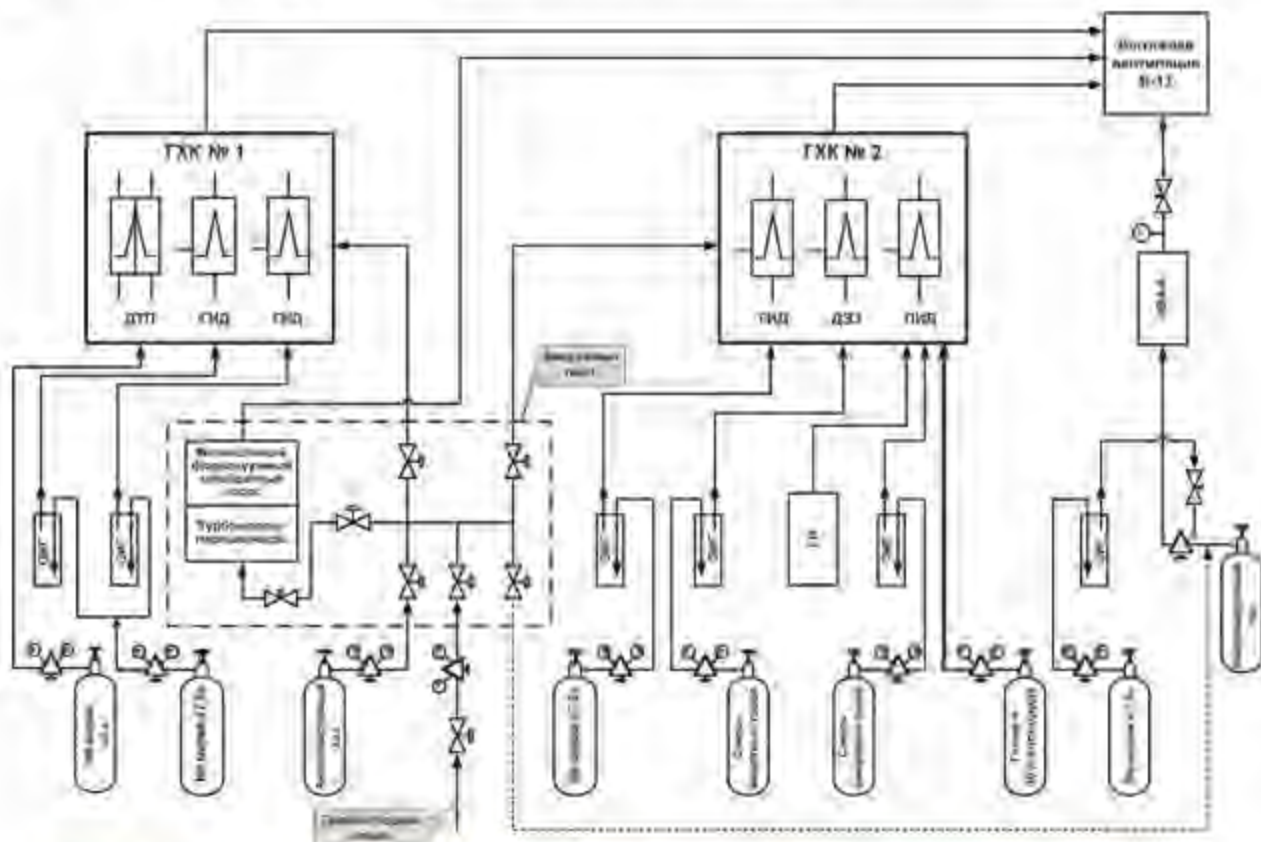
- линии отбора проб теплоносителя петлевой установки и баллонов с исходным газом (входной контроль);
- аналитическое оборудование, в состав которого входят два газохроматографических комплекса (ГХК) «Хромос ГХ-1000» и гигрометр «ИВА-9»;
- технические средства подготовки аналитических трактов и подачи газовых потоков на приборы;
- запорную и регулируемую арматуру;
- средства мониторинга состояния рабочей зоны лаборатории.

При разработке схемы размещения оборудования и монтаже комплекса учитывали необходимость минимизации подводящих линий от газовых баллонов обеспечения работоспособности аналитического оборудования и пробоотборной линии: внутренний диаметр трубопроводов составляет 1,0 и 2,0 мм соответственно. Причём исходные материалы проходили специальную обработку, исключаящую попадание технологических масел в тракты.

Пробоотборные тракты собраны в единый узел. Вакуумный пост, в составе которого имеется безмасляный форвакуумный мембранный насос MVP 015-2 со скоростью откачки 0,9 м³/ч, создаёт предварительное разрежение, необходимое для запуска турбомолекулярного насоса HiPace 80 (со скоростью откачки по N₂ 67 м³/с), который, вращаясь с частотой 1500 Гц, способен создать разрежение до 10⁻⁵ Па. Такая компоновка линий позволяет повысить представительность пробоотбора и минимизировать объём газа, отбираемого на анализ.

Герметичность линий проверяется с помощью портативного гелиевого течеискателя GasCheck. Вентили и манометры баллонов и вакуумного поста специально предназначены для работы с газами высокой чистоты. Для обеспечения стабильной работы основного аналитического оборудования используется источник бесперебойного питания

электросети Powerwage 9140, время работы которого со 100-процентной нагрузкой составляет около 5 ч.



Принципиальная схема газоаналитического комплекса: ДТТ – детектор теплопроводности; ГИД – гелий-ионизационный детектор; ДЭЗ – детектор электронного захвата; ПИД – пламенно-ионизационный детектор; ОИГ – очиститель инертного газа; ГВ – генератор водорода, гигрометр ИВА-9

При компоновке комплекса оборудованием особое внимание было уделено вопросам техники безопасности. В состав комплекса включены датчики мониторинга кислорода, влажности и давления в рабочей зоне лаборатории; предусмотрены кислородные маски для персонала в случае возникновения нештатных ситуаций.

Аналитическое оборудование комплекса. К основному оборудованию газоаналитического комплекса относят два газохроматографических комплекса «Хромос ГХ-1000» и гигрометр ИВА-9.

Газохроматографический комплекс № 1 снабжен двумя гелий-ионизационными детекторами для контроля микропримесей (на уровне миллионных долей) H_2 , Ar, O_2 , N_2 , CF_4 , CH_4 , Kr, CO, CO_2 , N_2O , C_2F_6 , Xe и детектором теплопроводности для контроля процентного состава макрокомпонентов газового теплоносителя.

На газохроматографическом комплексе № 2 с помощью гелий-ионизационного детектора осуществляется входной контроль продукции по несну; суммарное содержание органических соединений измеряется на пламенно-ионизационном детекторе; содержание галогеносодержащих веществ, в частности фреонов, измеряется на детекторе электронного захвата. Все детекторы, кроме детекторов теплопроводности, изготовлены фирмой VICI. Минимальная фиксируемая ими масса веществ находится в пределах 10^{-12} – 10^{-16} г. Аналитические тракты внутри оборудования подготовлены к работе с высокочистыми газами, в том числе с гелием, обладающим высокой текучестью. Для повышения представительности получаемых результатов, обеспечения

стабильности работы хроматографических колонок и детекторов подаваемый на вход хроматографов рабочий газ предварительно проходит дополнительную очистку на специальных очистителях фирмы VICI.

Управление потоками рабочих и анализируемых газов, температурой термостатов колонок и детекторов, сбор и обработка данных, а также калибровка комплексов осуществляется с помощью компьютерной программы «Хромос».

Важным параметром качества газового теплоносителя для испытаний опытных твэлов и образцов конструкционных материалов является содержание водяных паров. Как правило, оно не должно превышать миллионных долей на единицу объема. Гигрометр ИВА-9 предназначен для непрерывного определения микровлажности глубоко осушенных воздуха, азота, кислорода, водорода, инертных газов и газовых смесей.

Предел допускаемых значений абсолютной погрешности измерений температуры точки росы равен 2 °С. Далее приведены основные технические характеристики гигрометра ИВА-9.

Диапазон измерений точки росы анализируемого газа, °С/млн⁻¹:

При атмосферном давлении(– 95... – 60)/(0,09–19,28)

При избыточном давлении:

0,3 МПа (3,0 кг·с/см²).....(– 100... – 70)/(0,01–1,73)

1,5 МПа (15 кг·с/см²).....(– 106... – 80)/(0,001–0,08)

Гигрометр ИВА-9 содержит влагообменную камеру, в верхней диффузионной части которой располагается термостатируемый посредством микронагревателя влагочувствительный датчик первичного преобразователя. Принцип действия датчика – сорбционно-ёмкостный. Градуировка датчика выполняется изготовителем в пределах рабочего диапазона измерений (экстраполяция не используется). Гигрометр снабжён системой самодиагностики и индикации возможных неисправностей.

Испытание и калибровка хроматографов. Калибровку хроматографического комплекса «Хромос ГХ-1000» № 1 проводили по аттестованной многокомпонентной газовой смеси СОП-73-ВНИИМ (по стандартному образцу предприятия – Всероссийского научно-исследовательского института метрологии имени Д.И. Менделеева), содержащей основные контролируемые компоненты. Из результатов анализа данной смеси по установленным градуировочным характеристикам (решение обратной задачи) видно, что корреляция между фактическими и измеренными значениями удовлетворительная. Это свидетельствует о готовности газоаналитического комплекса к проведению измерений теплоносителя первого контура петлевой установки ПГ-1.

Результаты анализа аттестованной смеси СОП-73-ВНИИМ по полученной градуировочной характеристике

Компонент	Концентрация, млн ⁻¹		Относительное отклонение, %
	В соответствии с сертификатом качества	Измеренная по полученной калибровке	
C ₂ F ₆	0,910	0,919	1,0
H ₂	0,920	0,931	1,2
O ₂	0,750	0,726	3,2
N ₂	0,910	0,878	3,5
Kr	0,930	0,939	1,0
CH ₄	0,920	0,930	1,1
Xe	0,890	0,914	2,7

Таким образом, на реакторе МИР создана система газоаналитического комплекса теплоносителя первого контура петлевой установки ПГ-1, позволяющая с высокой точностью и представительностью осуществлять аналитическое сопровождение испытаний опытных твэлов и ТВС для перспективных реакторных установок с газовым теплоносителем.

*А.Л. Ижutow, С.В. Романовский, В.А. Свистунов,
О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова, В.И. Васильев*

ИСПЫТАНИЯ ПОЛНОМАСШТАБНЫХ ТВЭЛОВ ВВЭР-1000 В РЕАКТОРЕ МИР В РЕЖИМЕ СКАЧКА МОЩНОСТИ

Одним из ключевых аспектов лицензирования топлива водно-водяных энергетических реакторов является экспериментальное обоснование проектных критериев, определяющих работоспособность тепловыделяющих элементов (твэлов и твэгов) как в режимах нормальной эксплуатации (режимы Condition 1), так и в режимах, протекающих с нарушением нормальных условий эксплуатации (режимы Condition 2).

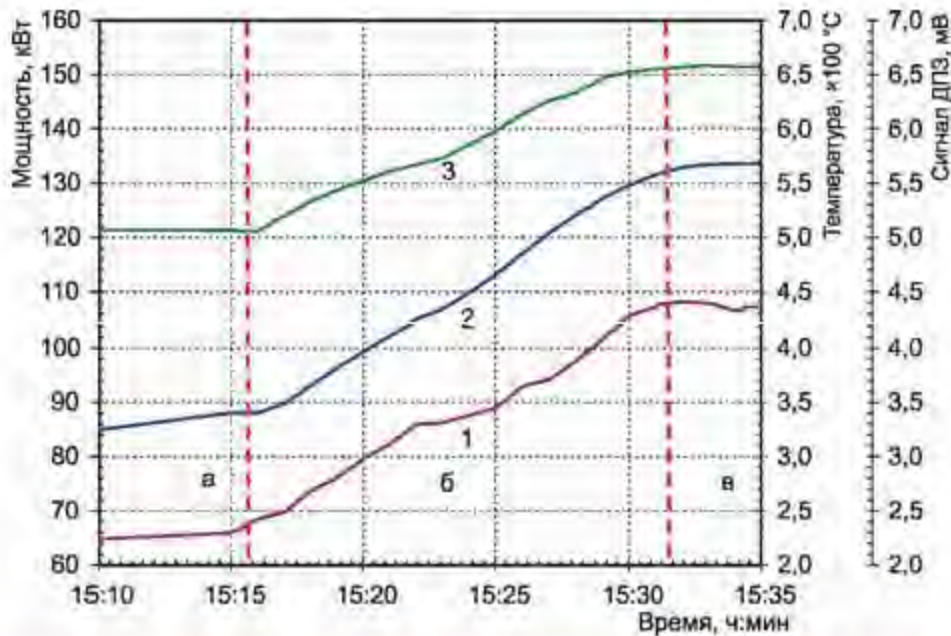
Основная цель первого эксперимента из серии планируемых экспериментов RAMP-1 – экспериментальное подтверждение работоспособности твэлов реактора ВВЭР-1000 в режиме Condition 2 с максимальным выгоранием ~ 47 МВт·сут/кгU. Для проведения испытаний подготовили полномасштабные твэлы из тепловыделяющей сборки, прошедшей эксплуатацию в реакторе ВВЭР-1000. Полномасштабные твэлы были установлены в экспериментальное устройство, содержащее один необлучённый твэл с топливной частью длиной 1000 мм, оснащённый топливным эмиссионным преобразователем на расстоянии 80 мм от верхнего торца топливной части, и один родиевый детектор прямого заряда (ДПЗ).

Испытания трёх полномасштабных твэлов проводили в сентябре 2012 года в петлевом канале реактора МИР, изменяя их мощность путём увеличения мощности реактора по следующему графику: предварительная выдержка в течение 12 ч при максимальном значении линейной мощности полномасштабных твэлов 220–230 Вт/см; увеличение мощности примерно в 1,65 раза за 15 мин; выдержка в течение 17 ч при максимальном значении линейной мощности 365–380 Вт/см. Параметры теплоносителя: температура на входе – 265–280 °С; давление ~ 16 МПа. Необходимые параметры теплоносителя, мощность твэлов и показания датчика экспериментального устройства регистрировались быстродействующей информационно-измерительной системой, обеспечивающей кроме регистрации отображение и обработку информации от датчиков петлевой установки и экспериментального устройства в реальном времени (on-line). Во время эксперимента регистрацию параметров проводили в стационарном режиме 1 раз в минуту, в переходном режиме – 1 раз в секунду.

На рисунке показано изменение суммарной мощности твэлов, температуры спая топливной термопары, сигнала полномасштабных твэлов в режиме скачка мощности. Скачок мощности представлен в виде трёх временных интервалов (а, б, в):

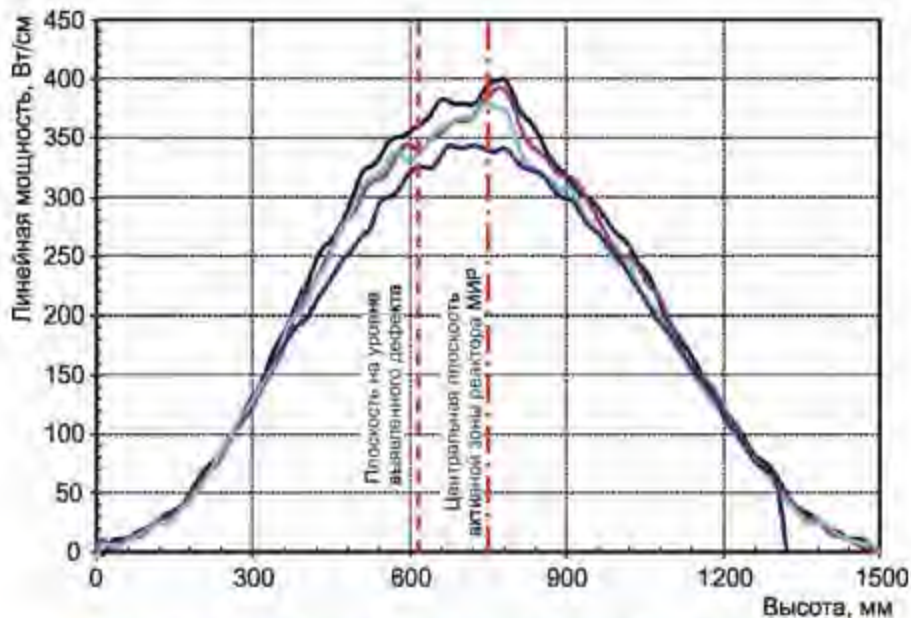
- начало подъёма мощности (а);
- подъём мощности за 15 мин (б);

– незначительное снижение мощности после скачка, обусловленное обратными эффектами реактивности реактора (в).



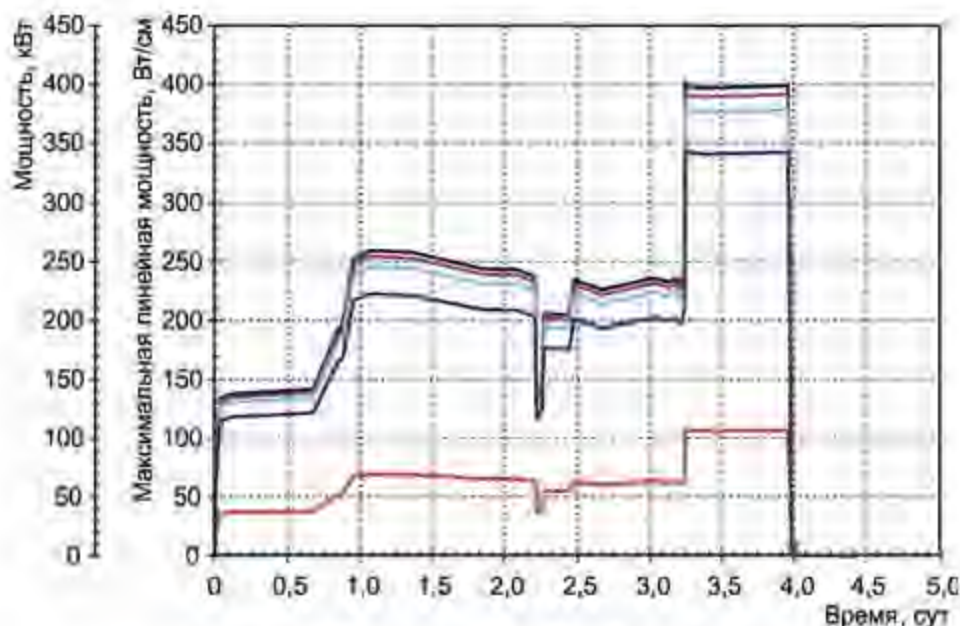
Изменение основных контролируемых параметров во время испытаний: суммарной мощности твэлов ЭУ (1), сигнала ДПС (2), температуры спая ТЭП (3) во время скачка мощности

Далее показано распределение линейной мощности по длине активной части полномасштабных твэлов в режиме выдержки на стационарном уровне мощности после скачка мощности, полученное с использованием гамма-коррекции по реперному нуклиду ^{96}Zr .



Распределение линейной мощности по длине твэлов: № 7 (—), № 6 (—), № 5 (—), № 4 (—) (отсчёт длины от нижнего торца топливного сердечника полномасштабных твэлов)

На диаграмме распределения линейной мощности видно некоторое локальное её увеличение (до 20 Вт/см), обусловленное повышенным содержанием делящихся нуклидов в области расположения дистанционирующей решётки в тепловыделяющей сборке ВВЭР. Далее на рисунке показано изменение максимальной линейной мощности твэлов в данной области и мощности экспериментального устройства в процессе испытаний.



Изменение суммарной мощности всех твэлов экспериментального устройства (—); максимальной линейной мощности твэлов: № 7 (—), № 6 (—), № 5 (—), № 4 (—) во время испытаний

Увеличение показаний системы петли для контроля герметичности твэлов произошло только при снижении давления теплоносителя, что свидетельствовало о разгерметизации полномасштабных твэлов. В дальнейшем в соответствии с программой эксперимента были проведены неразрушающие и материалосведческие исследования состояния твэлов после испытаний, в результате которых был выявлен дефект типа коррозионного растрескивания под напряжением в оболочке одного из полномасштабных твэлов.

Полученные экспериментальные данные были сформированы в электронном виде и могут быть использованы для проверки расчётных моделей при оценке напряжённо-деформированного состояния твэлов в условиях скачка мощности.

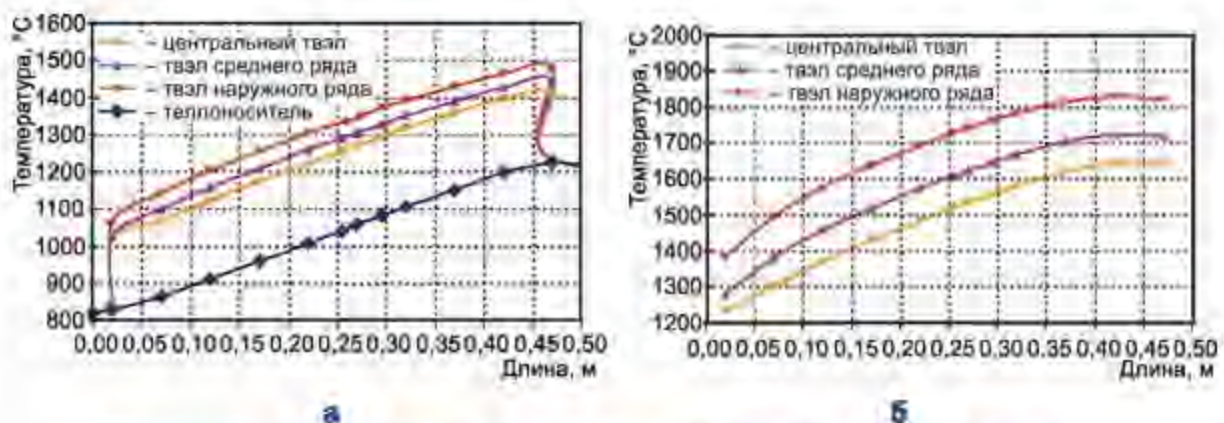
*В.А. Овчинников, А.Г. Ещеркин, С.В. Лобин,
В.А. Бобин, Е.Е. Шахмуть*

ОБОСНОВАНИЕ КОМПОНОВКИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛОВ КОСМИЧЕСКОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ МЕГАВАТТНОГО КЛАССА

Для испытания в канале петлевой установки с газовым теплоносителем ПГ-1 реактора МИР твэлов космической ядерной энергетической установки рассмотрены варианты компоновки экспериментальной ТВС с 13 и 19 твэлами. Определены нейтронно-физические характеристики ЭТВС, рассчитано пространственное распределение температуры в пучке твэлов.

На основании результатов вариантов нейтронно-физических расчётов выбрано обогащение урана в топливной композиции 4,4 %, при котором неравномерность энерговыделения по сечению экспериментальной ТВС не превышает 1,13 для 13-твэльной экспериментальной ТВС и 1,20 для 19-твэльной экспериментальной ТВС. Неравномерность энерговыделения можно существенно понизить, применив для создания топливной композиции уран с обогащением 2,4 % (стандартный ряд). Понижение обогащения приведёт к повышению средней мощности рабочих ТВС окружения (от 300 кВт для твэлов с ураном с обогащением 4,4 % до 484 кВт для твэлов с обогащением 2,4 %). Это снизит перекосы энерговыделения по активной зоне реактора.

По результатам теплофизических расчётов экспериментального канала с экспериментальной тепловыделяющей сборкой температура твэлов в 13-твэльной и 19-твэльной ЭТВС соответствует требованиям технического задания (при температуре теплоносителя на входе в ЭТВС 1090 К, на выходе 1500 К температура оболочки не превышает 1800–1950 К). Максимальное объемное энерговыделение в топливе – 150 Вт/см³. Расход теплоносителя через экспериментальную тепловыделяющую сборку составляет 0,296 кг/с.



Распределение температуры теплоносителя по длине для 13-твэльной экспериментальной ТВС: наружной поверхности оболочки твэлов соответствующего ряда и теплоносителя (а); центра топливного сердечника твэлов соответствующего ряда (б)

В соответствии с результатами теплофизических расчётов неравномерность распределения температуры по сечению ЭТВС с 13-ю твэлами ниже, чем по сечению ЭТВС с 19-ю твэлами.

Для охлаждения твэлов в 19-твэльной сборке необходим практически весь ресурс по расходу двух параллельно работающих газодувок. Это приводит к резкому повышению (до 680 °С) температуры выходящей из канала смеси газов. Высокая температура смеси газов вызовет значительные трудности при конструировании теплообменника «газ-вода».

С учётом совокупности факторов для испытаний твэлов в канале петлевой установки ПГ-1 рекомендована ЭТВС с 13 твэлами.

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

ЭКСПЕРИМЕНТ «СТАЦИОНАРНЫЙ КРИЗИС» В КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР. ПОСТТЕСТОВЫЙ АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

В декабре 2011 года в канале реактора МИР проведён эксперимент «Стационарный кризис», в котором на сборке из трёх укороченных твэлов типа ВВЭР-1000 реализованы условия возникновения и развития кризиса теплоотдачи первого рода на оболочке твэла.

Основная задача эксперимента состояла в получении исходных данных для моделирования реактивной аварии (RIA – reactivity initiation accident) с кризисом теплоотдачи первого рода на оболочке твэла. Такой сценарий протекания аварии с несанкционированным вводом в активную зону реактора положительной реактивности является наиболее неблагоприятным, так как может сопровождаться выходом твэлов из строя. Поэтому изучение поведения твэлов при импульсном изменении мощности и кризисом теплоотдачи является актуальной задачей.

Показаны результаты эксперимента «Стационарный кризис», в частности показания термоэлектрического преобразователя в центре топливного сердечника в момент наступления кризиса теплоотдачи на оболочке твэла.



Зависимость температуры в центре топливного сердечника твэлов в ячейке 1 (—), 2 (—), 3 (—) от времени (0 — начало отсчёта 22.12.2011; включения ускоренной регистрации)

Проведён посттестовый расчётный анализ параметров эксперимента с целью определения условий испытания твэлов и параметров, которые необходимо реализовать в эксперименте RIA с кризисом теплоотдачи.

Результаты проведённого эксперимента показали, что фиксация появления кризиса по показаниям термоэлектрического преобразователя в центре топливного сердечника возможна, хотя полезный сигнал несколько запаздывает по сравнению с сигналом от термоэлектрического преобразователя на оболочке твэла. Поэтому для надёжной фиксации момента наступления кризиса применён дополнительный сигнал, который срабатывает с опережением по сравнению с сигналом от ТЭП. В качестве опережающего источника сигнала информации использована производная от температуры по времени от показания ТЭП внутри топливного сердечника.

Максимальное значение температуры центра топливного сердечника твэлов в момент кризиса, рассчитанное по кодам КОРСАР и ТРАП, не превышает 2000 °С.

Результаты расчётов по двум кодам показали, что ТЭП на уровне 650 мм от низа топливного сердечника находился в области кризиса.

Расчёт параметров твэлов в условиях кризиса теплоотдачи первого рода по кодам МУЗА, КОРСАР и ТРАП проведён со значительной долей консерватизма. Особенно это относится к результатам, полученным по коду ТРАП. Повышение расчётной локальной температуры оболочек твэлов, характерной для кризиса теплоотдачи первого рода по коду КОРСАР (для условий эксперимента «Стационарный кризис»), произошло значительно раньше, чем по расчёту по коду ТРАП. Тем не менее значения максимальной температуры оболочек твэлов, рассчитанной по всем кодам, удовлетворительно согласуются друг с другом.

Определены возможные границы параметров – стартовой и конечной мощности экспериментальной ТВС, расхода и температуры теплоносителя на входе в ЭТВС, которые необходимо реализовать в эксперименте RIA, чтобы во временном интервале действия импульса мощности на оболочке твэла возник локальный кризис теплоотдачи первого рода.

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

АПРОБАЦИЯ МЕТОДИКИ ПРОМЕЖУТОЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ В БАССЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ РЕАКТОРА МИР

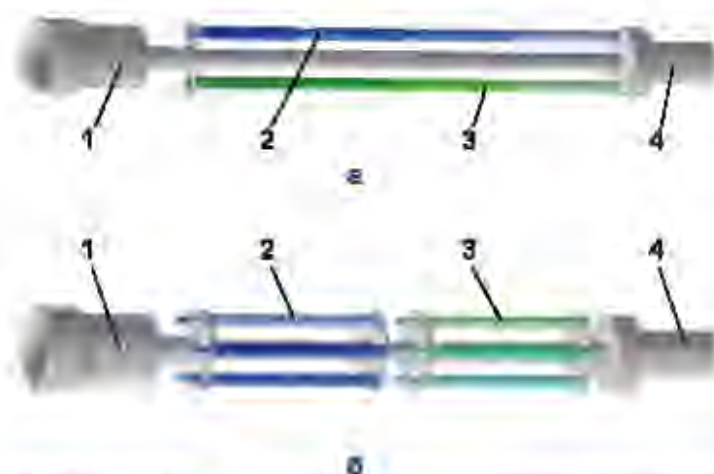
На основе разработанного и изготовленного в ОАО «ГНЦ НИИАР» комплекса оборудования проведены промежуточные исследования экспериментальных твэлов в бассейне выдержки реактора МИР во время его плановых остановок.

Данный комплекс состоит из стенда инспекции и установки ультразвуковой очистки твэлов. Кроме того, в его состав входят вспомогательные технологические приспособления и оснастка для эксплуатации, обслуживания и хранения стенда инспекции и установки ультразвуковой очистки твэлов.

С помощью стенда инспекции выполняют визуальный осмотр испытуемых изделий, измерение диаметра оболочек твэлов и толщины оксидной плёнки на поверхности

оболочек твэлов. При необходимости перед измерением осуществляют ультразвуковую очистку поверхности твэлов.

Измерения диаметра оболочек твэлов и толщины оксидной плёнки на поверхности оболочек твэлов. Перед началом исследований твэлов на стенде инспекции для калибровки систем измерения диаметра и толщины оксидной плёнки выполняют серию измерений на цилиндрических образцах с известными значениями этих параметров. При этом используют специально разработанные и изготовленные устройства для калибровки.



Устройства (а, б) для калибровки и проверки систем измерения толщины оксидной плёнки и диаметра оболочек твэлов: 1 – головка; 2 – эталоны диаметра; 3 – эталоны толщины оксидной плёнки; 4 – хвостовик

В качестве эталонов диаметра применяют ступенчатый калибр или набор калибров в диапазоне значений физических величин $(D_{ном} \pm \delta)$ мм с определённым шагом, где $D_{ном}$ – номинальное значение диаметра оболочек контролируемых твэлов, δ – полуширина предполагаемого интервала отклонения от номинального значения.

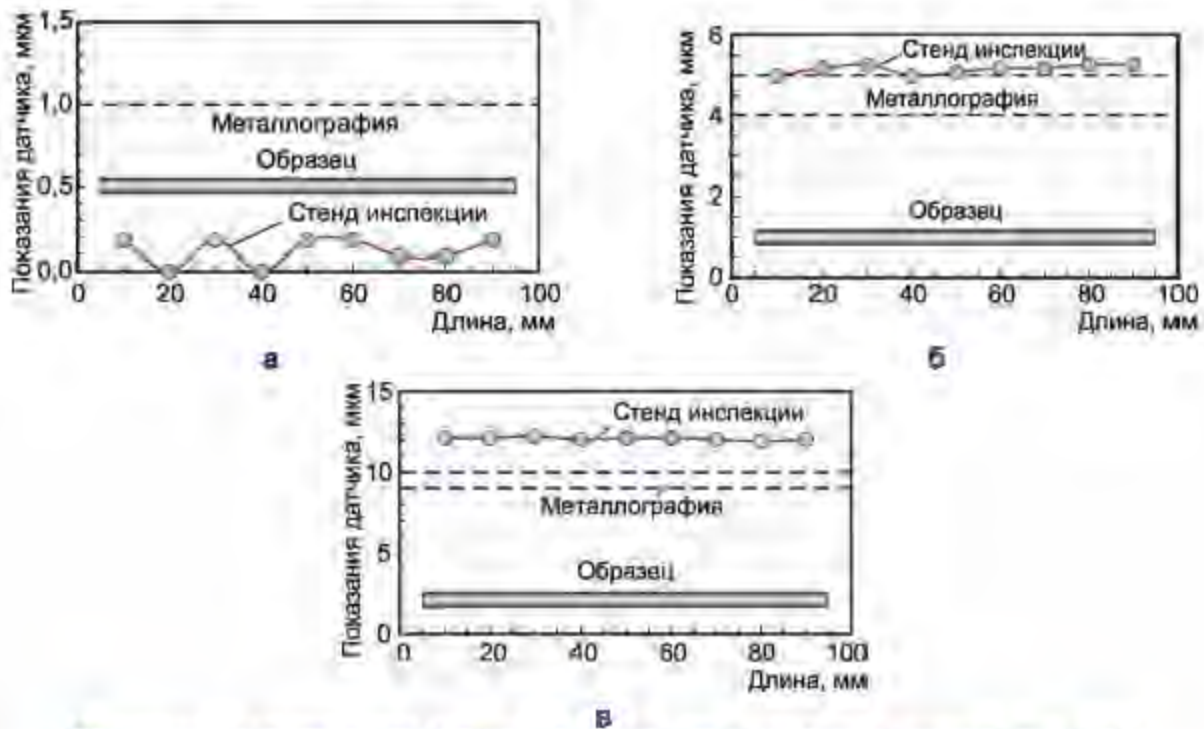
Образцы для калибровки толщиномера представляют собой фрагменты необлучённых оболочек твэлов, изготовленных из того же материала и с теми же значениями номинального диаметра и толщины стенки, что и контролируемые твэлы. Значения толщины оксидной плёнки на наружной поверхности образцов определяют металлографическим методом. На рисунке в качестве иллюстрации процесса калибровки приведены показания вихретокового датчика стенда инспекции по результатам измерений толщины оксидной плёнки на аттестованных образцах оболочек твэлов из сплава Z-110, значения которой на этих образцах (толщина оксидной плёнки ≤ 1 мкм (а), 4–5 мкм (б), 9–10 мкм (в)) ранее были получены с помощью металлографии.

Калибровку толщиномера выполняют перед каждой серией измерений однотипных твэлов, а также в случае изменения материала оболочки в процессе исследований (например, если в одной экспериментальной ТВС имеются твэлы с оболочками из разных сплавов).

Для подтверждения достоверности результатов измерений диаметра и толщины оксидной плёнки, полученных на стенде инспекции, выполняют их сопоставления с данными послереакторных исследований твэлов в защитной камере.

Погрешность вихретокового датчика составляет $\pm 1,0$ мкм; максимальное измеряемое значение толщины оксидной плёнки – 800 мкм. Основную погрешность измерения определяют для каждого типа твэлов при калибровке модуля измерения тол-

щины оксидной плёнки. Погрешность определения диаметра оболочек твэлов составляет ± 15 мкм в диапазоне 9–10 мм.



Показания вихретокового датчика стенда инспекции при измерении толщины оксидной плёнки на аттестованных образцах оболочек твэлов из сплава Э-110 и данные металлографических исследований этих образцов (а, б, в)

Дополнительными факторами, которые могут влиять на погрешность измерения толщины оксидной плёнки, являются:

- отличие температуры оболочек твэлов от температуры эталона, на котором выполняли калибровку толщиномера;
- отличие диаметра облучённых твэлов от диаметра эталона, который используют при калибровке толщиномера;
- наличие отложений на поверхности оболочек твэлов. Данный фактор может существенно влиять на погрешность измерения вихретоковым методом. В связи с этим перед измерениями толщины оксидной плёнки целесообразно выполнять очистку поверхности исследуемого объекта.

Возможное влияние температурного и геометрического факторов на погрешность измерения толщины оксидной плёнки необходимо учитывать при обработке и анализе результатов исследований твэлов.

Измерение разновысотности твэлов. Для измерения разновысотности твэлов используют оцифрованное изображение верхних заглушек твэлов, полученное с использованием телевизионной системы стенда инспекции.

При выполнении измерений плоскость грани экспериментальной ТВС располагают перпендикулярно оптической оси телекамеры, а изображение заглушек твэлов занимает не менее 80 % от высоты экрана монитора. В таком случае измерение разновысотности твэлов можно выполнять во время визуального осмотра экспериментальной ТВС.



Схема измерения разновысотности твэлов

С помощью программного обеспечения видеопроцессора, входящего в состав телевизионной системы, измеряют разность высот H твэлов в пикселях. Для перевода измеренного значения из пикселей в миллиметры используют известное значение диаметра d заглушки твэла в миллиметрах и измеренное значение этого же диаметра d_p в пикселях. Разновысотность твэлов $\Delta h_{тв}$ вычисляют в миллиметрах по формуле

$$\Delta h_{тв} = H \frac{d}{d_p} \quad (1)$$

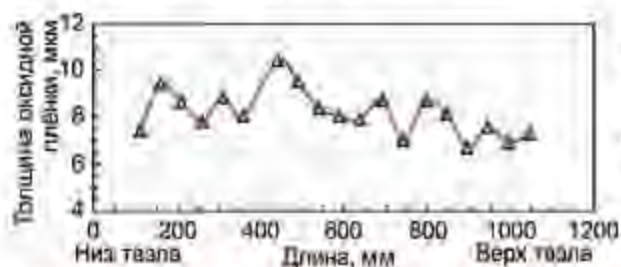
Если твэлы не закреплены в опорной решётке экспериментальной ТВС, их разновысотность $\Delta h_{тв}$ вычисляют как алгебраическую сумму разностей высотного положения нижних $\Delta h_{згл.н}$ и верхних $\Delta h_{згл.в}$ заглушек двух соседних твэлов по формуле

$$\Delta h_{тв} = \Delta h_{згл.н} + \Delta h_{згл.в} \quad (2)$$

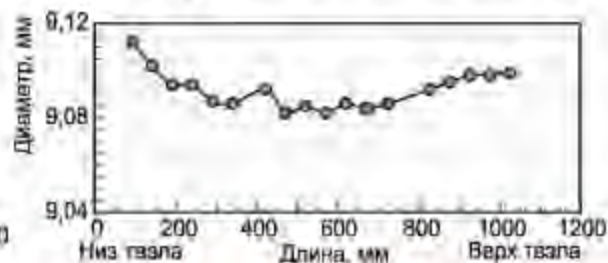
Определение высотных размеров экспериментальной ТВС и твэлов. Все высотные размеры экспериментальной ТВС и твэлов определяют наведением телекамеры на соответствующие конструктивные элементы и фиксированием вертикальной координаты текущего положения телекамеры. Необходимый размер вычисляют как разность высотных координат. Измерение высоты экспериментальной ТВС по какой-либо грани, а также высоты твэлов по этой грани выполняют за один проход телекамеры. При этом наведение на верхнюю и нижнюю границы объекта осуществляют при неизменном увеличении телекамеры. Для уменьшения погрешности измерения высотных размеров наведение телекамеры на верхнюю и нижнюю границы объекта производят на минимально возможной скорости, без смены направления перемещения телекамеры и при неподвижном положении экспериментальной ТВС в стенде инспекции.

Некоторые результаты исследований твэлов, проведённых в бассейне выдержки реактора МИР. С использованием стенда инспекции и установки ультразвуковой очистки проведены промежуточные исследования твэлов ВВЭР с оболочками из циркониевых сплавов, облучающихся в составе экспериментальной ТВС в петлевой установке реактора МИР при повышенных параметрах эксплуатации в режиме поверхностного кипения. На момент измерений среднее выгорание топлива по экспериментальной ТВС составило примерно 12 МВт-сут/кгU.

Далее приведены результаты измерений толщины оксидной плёнки и диаметра оболочки одного из экспериментальных твэлов ВВЭР, полученные на стенде инспекции.



Толщина оксидной плёнки на оболочке экспериментального твэла ВВЭР



Наружный диаметр оболочки экспериментального твэла ВВЭР

Планируется дальнейшее совершенствование и развитие существующего комплекса. В первую очередь это касается модернизации отдельных узлов стенда инспекции, а также разработки новых измерительных и диагностических систем.

А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижуртов,
П.А. Ильин, С.В. Михайлов

ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ СМ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК С ТВЭЛАМИ С МАЛЫМ ВРЕДНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ НЕЙТРОНОВ

В ОАО «ГНЦ НИИАР» уже в течение ряда лет проводится работа по модернизации активной зоны реактора СМ с целью расширения экспериментальных возможностей по высокодозному облучению материалов атомной техники. Вторым этапом этой модернизации связан с разработкой и испытанием нового ТВЭЛА на основе конструкционных материалов с малым (по сравнению со штатным ТВЭЛОМ) вредным поглощением нейтронов. Применение таких экспериментальных ТВЭЛОВ позволит увеличить долю нейтронов, идущих на облучение образцов.

Для испытаний были изготовлены крестообразного профиля дисперсионные ТВЭЛЫ с малым вредным поглощением нейтронов в трёх вариантах исполнения. В этих экспериментальных ТВЭЛАХ в качестве ядерного топлива использовали:

- ♦ диоксид урана, разбавленный крупной алюминием, – первый вариант исполнения;
- ♦ диоксид урана, разбавленный крупной алюминием (в центре ТВЭЛА размещён алюминиевый вытеснитель квадратного поперечного сечения), – второй вариант исполнения;
- ♦ интерметаллид урана, разбавленный крупной интерметаллида циркония и алюминия, – третий вариант исполнения.

Свободное пространство под оболочкой ТВЭЛА было пропитано матричным материалом – сплавом алюминия (силумином). В качестве оболочечного материала в ТВЭЛАХ использовалась нержавеющая сталь.

Целью работы заключалась в получении данных для обоснования выбора конструкции ТВЭЛОВ с малым вредным поглощением нейтронов, работоспособных в режимах эксплуатации ТВС в модернизированной активной зоне реактора СМ.

Испытания трёх экспериментальных тепловыделяющих сборок, в каждой из которых разместили по восемь ТВЭЛОВ одного варианта исполнения, проводили поочередно в канале петлевой установки ВП-1 реактора СМ.

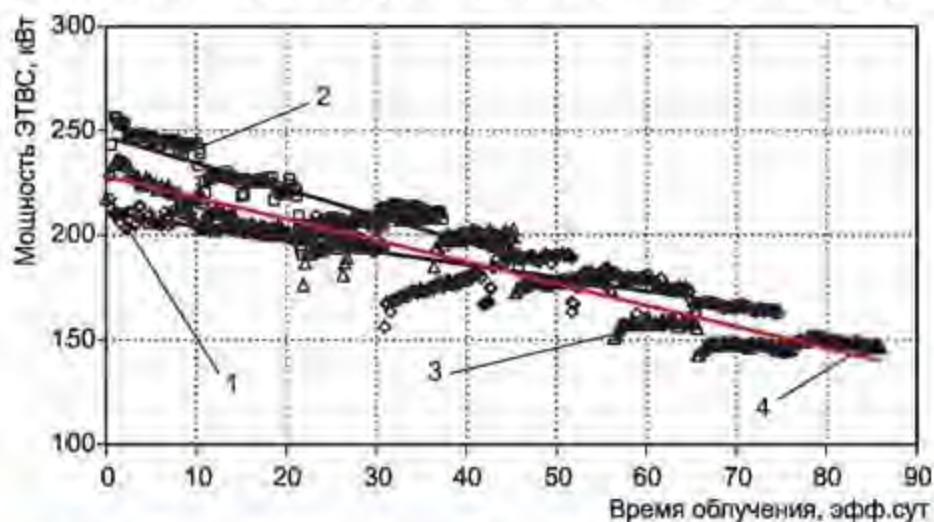
Предварительный расчёт нейтронно-физических условий испытаний ТВЭЛОВ с малым вредным поглощением нейтронов выполняли с помощью численной модели реактора СМ, созданной на основе аттестованного Госатомнадзором пакета прикладных программ MSU. При моделировании теплогидравлических режимов облучения ЭТВС использовали методики, позволяющие проводить расчёт температурного поля в ТВЭЛАХ со сложным профилем поперечного сечения.

За время экспериментов постоянно проводили определение расчётных значений мощности ЭТВС, поверхностной плотности теплового потока, максимальной температуры топливного сердечника, температуры наружной поверхности оболочки теплонапряжённого ТВЭЛА, среднего выгорания топлива по ЭТВС. Для расчёта нейтронно-физических характеристик использовали имитатор активной зоны реактора СМ (IMCOR_SM), при этом учитывали особенности конструкции загруженных в реактор облучательных устройств, изменения в загрузке активной зоны на протяжении всего периода испытаний ТВЭЛОВ с малым вредным поглощением нейтронов.

**Основные параметры испытаний
экспериментальных тепловыделяющих сборок**

Параметр	Вариант исполнения твэла с малым вредным поглощением нейтронов		
	1	2	3
Дата начала облучения	07.05.2009	17.02.2011	20.07.2011
Дата окончания облучения	18.09.2010	15.04.2011	12.11.2011
Средний расход теплоносителя через канал, м ³ /ч	7,7	7,8	7,7
Средняя скорость теплоносителя, м/с	14,4	14,6	14,4
Давление теплоносителя на входе в канал, МПа	4,9	4,9	4,9
Максимальная температура теплоносителя на входе в ЭТВС, °С	75	56	50
Мощность ЭТВС, кВт:			
средняя	191	225	188
максимальная	217	257	236
Максимальная поверхностная плотность теплового потока, МВт/м ²	6,6	7,8	7,3
Максимальная температура, °С:			
наружной поверхности оболочки твэла	238	215	229
топливного сердечника	360	333	391
Энерговыработка, МВт·сут	14,2	10,3	16,2
Время работы на мощности, эфф. сут	75	46	66
Среднее выгорание топлива в ЭТВС, %	50,6	40,7	57,4

Изменение мощности ЭТВС во время испытаний показано ниже на рисунке.



Изменение мощности ЭТВС от времени облучения: 1, 2, 3 – ЭТВС с твэлами с малым вредным поглощением нейтронов первого, второго, третьего вариантов исполнения соответственно, 4 – линия тренда

Общая тенденция уменьшения мощности ЭТВС обусловлена выгоранием топлива, а локальные изменения связаны с перераспределением топлива в активной зоне во время перегрузок ТВС, изменением мощности реактора, перемещением рабочих органов системы управления и защиты.

Все ЭТВС с твэлами с малым вредным поглощением нейтронов выдержали реакторные петлевые испытания, сохранив работоспособность и герметичность при тепловых нагрузках и глубине выгорания топлива, соответствующих условиям эксплуатации в модернизированной активной зоне реактора СМ.

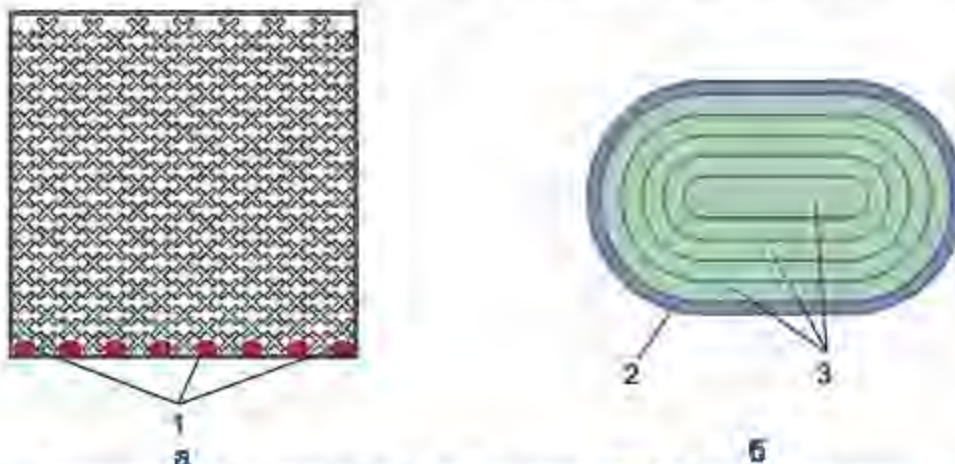
*А.В. Клинов, Н.К. Капанина, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов,
А.Л. Петелин, В.А. Стариков, В.Е. Федосеев*

ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ С ДИСПЕРСИОННЫМ ТОПЛИВОМ И МАТРИЦЕЙ НА ОСНОВЕ АЛЮМИНИЕВОГО СПЛАВА

Второй этап модернизации активной зоны реактора СМ предполагает разработку и применение твэла с малым вредным поглощением нейтронов, выравнивание распределения тепловыделения в ТВС с помощью стержней с выгорающим поглотителем.

Были исследованы нейтронно-физические характеристики модернизированной активной зоны реактора СМ с тепловыделяющими сборками, включающими в себя твэлы с малым вредным поглощением нейтронов, содержащие 4 г урана-235. В ТВС, прилегающих к центральной полости, для выравнивания распределения тепловыделения использовались стержни с выгорающим поглотителем.

Исследования проводили с использованием базовой расчётной модели активной зоны реактора СМ, входящей в состав имитатора IMCOR SM, и разработанной ранее расчётной модели новой ТВС со стержнями с выгорающим поглотителем.



Поперечные сечения расчётной модели ТВС (а) со стержнями с выгорающим поглотителем и стержня с выгорающим поглотителем (б). 1 – стержни с выгорающим поглотителем; 2 – стальная оболочка стержня с выгорающим поглотителем; 3 – радиальные зоны поглотителя

Масса загруженного в стержень с выгорающим поглотителем оксида гадолиния составляла 6,24 г, шаг по времени моделирования процесса выгорания топлива – 1 сут.

В процессе исследований была выявлена и учтена зависимость коэффициента неравномерности распределения тепловыделения по высоте твэла, прилегающего к стержню с выгорающим поглотителем, от выгорания топлива в твэле. Максимальное значение неравномерности достигается при выгорании топлива 21 %, что связано с изменением распределения оксида гадолиния по высоте стержня с выгорающим поглотителем в процессе облучения.

Для первого этапа исследования были выбраны четыре кампании реактора СМ, реализованные с 31 октября по 24 декабря 2007 года, с заменой одной необлучённой штатной ТВС в 62-й ячейке на ТВС, состоящую из твэлов с малым вредным поглощением нейтронов (со стержнями с выгорающим поглотителем). Было показано, что расчётная поверхностная плотность теплового потока с твэлов с малым вредным поглощением нейтронов не превышает 8,5 МВт/м².

Для обеспечения требуемой продолжительности кампании в активной зоне реактора, целиком загруженной новыми ТВС с твэлами с малым вредным поглощением нейтронов, среднее выгорание топлива в твэлах должно быть увеличено в 1,27 раза по сравнению с вариантом из штатных ТВС. При этом средняя концентрация продуктов деления по активной зоне снизится до 85 % от значения, характерного для штатной активной зоны. Поверхностная плотность теплового потока с твэлов не превысит 8,5 МВт/м².

В промоделированной кампании поток тепловых нейтронов в центральной полости в начале кампании сократился на 9 %, а быстрых и промежуточных нейтронов – на 12 % по сравнению со значениями для активной зоны из штатных ТВС. В конце кампании снижение потока тепловых нейтронов составило только 2 %, а быстрых и промежуточных нейтронов – 4 %.

В ТВС поток тепловых нейтронов вырос почти в два раза, поток промежуточных нейтронов – на 20 %. Поток быстрых нейтронов при переходе на ТВС из твэлов с малым вредным поглощением нейтронов практически не изменился. В отражателе наблюдалось увеличение потока тепловых нейтронов в каналах облучения на 7–10 %, а быстрых и промежуточных нейтронов – на 4–7 % в зависимости от расположения канала.

Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов, В.А. Старков

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРНЫХ УСЛОВИЙ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ БОР-60

При планировании и проведении исследований физико-механических свойств материалов, облучённых нейтронами, важной задачей является обеспечение заданных температурных условий. Без достоверной информации о температурном режиме облучения исследуемых материалов крайне сложно корректно интерпретировать такие процессы, как распухание, коррозия, ползучесть и прочее. В настоящее время в реакторе БОР-60 проводятся многочисленные внутриреакторные испытания различных перспективных конструкционных материалов, предназначенных для эксплуатации в жёстком нейтронном спектре в среде жидкометаллических теплоносителей.

Температурные условия облучения экспериментальных устройств, предполагающих наличие теплоизолирующего газового зазора между ампулами с образцами и охлаждающим их проточным натрием, в основном зависят от радиационного тепловыделения в ампулах, температуры теплоносителя, состава и величины газового зазора, а также от степени поглощения излучения стенками ампулы при высокой температуре – степени «черноты».

Для обоснования возможности обеспечения температурных условий при облучении конструкционных материалов, а также для повышения точности расчётного определения условий облучения был проведён методический эксперимент.

Было изготовлено экспериментальное устройство, состоящее из пяти сегментов: два сегмента содержали капсулы с гидридом гафния в среде натрия; другие два сегмента – стальные образцы в среде свинца; один сегмент состоял из стальных конструкций и натрия.

Расчёт температуры в элементах экспериментального устройства проводился на основе данных о радиационном тепловыделении в реакторе БОР-60, полученных с помощью уточнённой методики расчёта, позволяющей учитывать запаздывающее гамма-излучение от продуктов деления ядер топливной композиции.

В результате выполненных расчётно-экспериментальных исследований была показана возможность обеспечения требуемых температурных условий (в пределах погрешности) при облучении различных материалов в активной зоне реактора БОР-60 как для «холодных» (320–400 °С), так и для «горячих» режимов облучения (400–650 °С).

*А.В. Варивцев, С.Г. Ерёмин, И.Ю. Жемков,
А.Н. Козолуп, А.И. Плотников, Н.С. Погляд*

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 СБОРКИ ИЗ АУСТЕНИТНОЙ СТАЛИ ДО ЗНАЧЕНИЙ ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ 150 СНА

В настоящее время в России назрела необходимость продления срока эксплуатации реакторов типа ВВЭР. Одной из основных задач продления является обоснование работоспособности внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР, изготовленных из аустенитных сталей, в течение увеличенного технического ресурса. Для этого создаётся база данных по физико-механическим свойствам материалов внутрикорпусных устройств, которая пополняется результатами исследований радиационных явлений в аустенитных сталях.

В реакторе БОР-60 в течении более сорока лет облучалась сборка бокового экрана, достигая рекордных значений повреждающей дозы для стали. Планируется проведение материаловедческих исследований данной сборки. Для обоснования возможности включения полученных результатов в базу данных и применения их для продления срока эксплуатации реакторов ВВЭР необходимо определить нейтронно-физические и теплогидравлические условия облучения исследуемой сборки в реакторе БОР-60.

При выполнении данной работы была собрана и проанализирована история облучения сборки в реакторе БОР-60, выполнены расчётные исследования изменения нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик за всё время облучения

этой сборки и рассчитаны значения флюенсов нейтронов и повреждающей дозы в стали на конец облучения данной сборки.

Полученные результаты позволят оценить деформацию радиационной ползучести, распухание, физико-механические свойства для аустенитной стали при накопленной повреждающей дозе в стали до 150 сна и различных температурных режимах облучения.

Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков, А.Н. Козолуп

АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ПРОДОЛЖЕНИЯ ОБЛУЧЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ, НАЧАТОГО В РЕАКТОРЕ БОР-60, В РЕАКТОРЕ МБИР

В реакторе БОР-60 проводится большой объём экспериментальных исследований различных ядерных материалов. Данные испытания имеют огромное значение для дальнейшего развития ядерной энергетики с точки зрения обоснования новых перспективных материалов, возможности повышения максимального выгорания ядерного топлива и предельных флюенсов нейтронов (повреждающие дозы).

Следует отметить, что ресурсные испытания ядерных материалов в реакторах очень длительны по времени. Например, для достижения повреждающей дозы в стали порядка 200 сна (это значение повреждающей дозы закладывается во многие перспективные проекты реакторов на быстрых нейтронах) облучение в реакторе БОР-60 должно длиться 10–15 лет. Очевидно, что такие испытания не могут быть выполнены в реакторе БОР-60 за оставшееся время, предусмотренное лицензией на право эксплуатации, но и ожидать пуска многоцелевого быстрого исследовательского реактора – это потерять 6–8 лет, что также недопустимо. Спрос на экспериментальные исследования в реакторе БОР-60 в последние годы его эксплуатации будет существенно зависеть от возможности продолжения данных испытаний и после окончательной остановки реактора.

В настоящее время в реакторе БОР-60 уже начаты испытания перспективных топливных композиций и конструкционных материалов, которые предполагается облучать в реакторе до его остановки, а затем продолжить испытания в реакторе МБИР. Заказчиками данных работ выступили как Госкорпорация «Росатом», так и некоторые зарубежные организации.

В реакторе БОР-60 начато облучение:

- ♦ перспективных конструкционных материалов, в которых планируется достичь повреждающей дозы от 150 до 300 сна, то есть облучать их придётся в реакторе БОР-60 в течение 5–6 лет, достигнув значения повреждающей дозы 80–120 сна, и затем продолжить облучение в реакторе МБИР.
- ♦ топлива с невысоким (относительно штатного обогащения ядерного топлива реактора БОР-60 (70 %)) обогащением (10–20 %) до достижения выгорания 12–15 %, то есть облучать его придётся в реакторе БОР-60 в течение 5–6 лет (до выгорания 6–8 %) и затем продолжить облучение в реакторе МБИР.

Возможность продолжения программ облучения, начатых в реакторе БОР-60, позволит повысить привлекательность реактора в последние годы его работы и привлечь

дополнительных заказчиков, обеспечит своевременный пуск новых перспективных реакторов и обоснование возможности продления срока эксплуатации действующих реакторов необходимыми экспериментальными данными.

Выполненные исследования показали, что облучение материалов, начатое в реакторе БОР-60, может быть продолжено в реакторе МБИР. Необходимо только до пуска реактора МБИР отработать технологию перестановки исследуемых образцов из реактора БОР-60 в реактор МБИР и разработать конструкции облучательных устройств. Следует отметить, что в ОАО «ГНЦ НИИАР» имеется опыт по перестановке образцов из одной сборки (облучательного устройства) реактора БОР-60 в другую сборку, а также по дооблучению образцов, ранее облучаемых в других реакторах.

*И.Ю. Жемков, А.Л. Ижutow, А.Е. Новосёлов,
Н.С. Погляд, М.Н. Святкин*

НЕЙТРОННО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ НА РЕАКТОРАХ ОАО «ГНЦ НИИАР»

Проблема радиационного повреждения материалов является ключевой в деле обеспечения безопасной эксплуатации ядерных установок. Для решения этой проблемы проводят исследования изменения свойств материалов в зависимости от характеристик облучения в реакторе. Энергетический спектр нейтронов можно считать основной характеристикой при выборе условий облучения.

Требуемая неопределённость в определении радиационных эффектов в материалах находится на уровне $\geq 15\%$. Соответственно этому значению задаётся погрешность измерения значений флюенса и спектра нейтронов, используемых при расчёте повреждаемости. Эта погрешность не должна превышать 5–10 %.

Самостоятельной задачей является обеспечение постоянного нейтронно-дозиметрического сопровождения экспериментов по облучению, отличающихся большим разнообразием.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» разработана и реализована концепция организации спектрометрии нейтронных полей и нейтронно-дозиметрического сопровождения для широкого спектра исследований в реакторах различного типа. Также создана система образцовых средств измерений, основанная на опорных нейтронных полях в каналах реакторов РБТ-6, СМ, БОР-60.

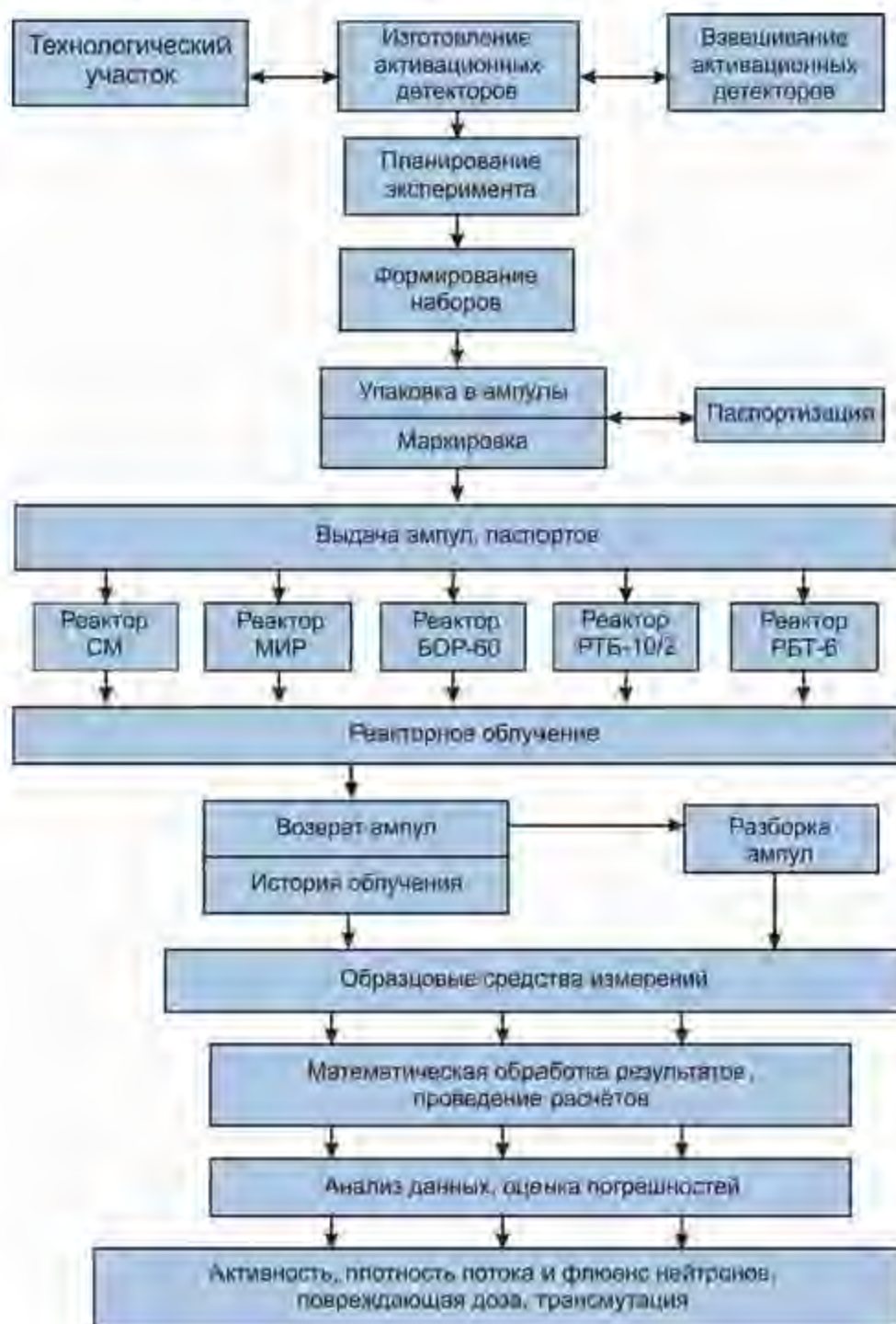
Метрологическое и методическое обеспечение нейтронных измерений включает в себя следующие основные составляющие, касающиеся:

- ◆ организации облучения и измерений;
- ◆ измерения активности и определения активационных интегралов;
- ◆ получения интегральных нейтронно-физических параметров;
- ◆ получения энергетических спектров нейтронов;
- ◆ расчёта нейтронно-физических характеристик, включая повреждаемость и трансмутации.

Методические, технические и программные разработки объединены в единый комплекс, на основе которого решаются задачи по обеспечению нейтронной дозимет-

рии и организации на современном научно-техническом уровне дозиметрического сопровождения материаловедческих и реакторных экспериментов.

Схема организации нейтронно-дозиметрического сопровождения экспериментов по облучению материалов представлена ниже.



Функциональная схема дозиметрического сопровождения

Д.К. Рязанов, Г.А. Шиманский, Е.Е. Лебедева, Л.А. Вольская

ЯДЕРНАЯ ТРАНСМУТАЦИЯ В СТАЛИ МАРКИ X18H10T

Влияние процессов ядерной трансмутации на основные ядерно-физические характеристики материалов ядерных энергетических установок требует детального изучения и количественной оценки изменения нуклидного состава этих материалов при реакторном облучении. Особенно это важно для тех материалов, в которых изменение химического состава может непосредственно влиять на изменение эксплуатационных свойств материалов, рассчитанных на длительную эксплуатацию [1].

Коррозионно-стойкая сталь аустенитного класса X18H10T применяется в облучательных устройствах реактора БОР-60 для изготовления экранных сборок длительного использования (технический ресурс – более 45 лет и флюенс быстрых нейтронов – до $1,1 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$). Сборки подвергаются продолжительной эксплуатации в условиях высокой плотности потока нейтронов – до $3 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

Основная цель исследований – процессы ядерных превращений, или ядерная трансмутация, в коррозионно-стойкой стали аустенитного класса X18H10T. Для исследований была взята экранная сборка Э-65 производства ОАО «Машиностроительный завод» (г. Электросталь), которая облучалась в реакторе БОР-60 в течение 41 года (с октября 1971 года по май 2012 года) и период непрерывного облучения которой составил 27 лет.

Сборка Э-65 представляет собой стандартный элемент бокового отражателя нейтронов реактора БОР-60. Интерес к её исследованию вызван несколькими причинами, в том числе:

- ◆ длительным временем облучения в реакторе БОР-60;
- ◆ достигнутыми высокими значениями флюенса быстрых нейтронов (около $3,8 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$) и повреждающей дозы в стали (около 150 сна), а также диапазоном их изменения по сборке;
- ◆ местоположением сборки во время всего периода облучения – на границе бокового экрана и выгородки;
- ◆ интервалом температуры облучения элементов сборки, совпадающим с интервалом температуры эксплуатации внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР-1000.

Различные части сборки Э-65: чехол, хвостовик, головка и внутренние элементы – облучались в различных температурных условиях (от 310 до 530 °С), что представляло дополнительный интерес для проведения материаловедческих исследований данной сборки.

Результаты расчётов ядерной трансмутации представлены на диаграмме Шеффлера в сравнении с исходным химическим составом стали этой марки. Данные расчёты проводились средствами математического моделирования кинетики нуклидных превращений по комплексу программ УПМ (PREPRO_2007-ADL-3-ENDF/B-VII.1, где PREPRO 2007 (Pre-processing codes) – пакет утилит для предварительной обработки ядерных данных в формате ENDF (Evaluated Nuclear Data Format), ADL-3 (Atomic Data Library) является библиотекой ядерных данных по взаимодействию нейтронов с ядрами атомов, ENDF/B-VII.1 – файл с константами по распаду радионуклидов) [2–4].

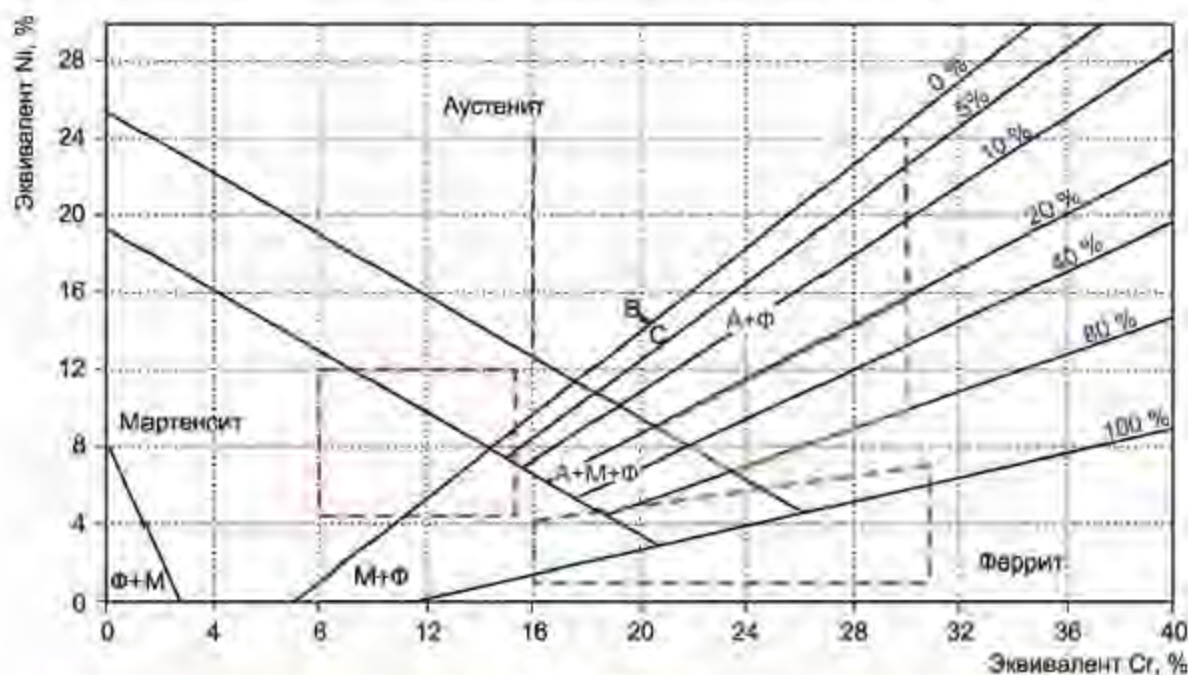
Благодаря комбинированию и взаимодействию легирующих элементов в стали образуются разные структуры. Эти структуры обеспечивают определённые характеристики стали.

Как правило, выделяют две группы легирующих элементов:

- ◆ ферритообразующие элементы (сужают область существования аустенита, иными словами, подавляют его);
- ◆ аустенитообразующие элементы (расширяют область существования аустенита).

Хром и никель относятся к самым важным легирующим элементам. Все ферритообразующие элементы выражаются в эквиваленте хрома, а аустенитообразующие — в эквиваленте никеля.

Совместное действие легирующих элементов на конечную структуру стали оценивают по соотношению $Cr_{экв}/Ni_{экв}$, называемому хромоникелевым эквивалентом. На диаграмме Шеффлера структура стали определяется соотношением координат $Cr_{экв}$ и $Ni_{экв}$. Стали, попадающие в области А, Ф и М, имеют стабильно аустенитную, ферритную или мартенситную конечную структуры соответственно. Стали, попадающие в переходные области А + Ф, А + М, А + М + Ф, обладают смешанной структурой (дуплексные стали). Соотношение А + Ф дифференцировано количественно с помощью ряда веерообразно расположенных линий. Цифры над линиями (в процентах) указывают количество высоколегированного феррита, содержащегося в стали наряду с аустенитом.



Структурная диаграмма коррозионно-стойкой стали марки X18H10T (диаграмма Шеффлера) с обозначением областей позиционирования мартенситных (—), ферритных (—), аустенитных (—), дуплексных сплавов (—) и позиций рассматриваемой стали до (В) и после (С) облучения

Для оценки эффектов трансмутации рассматриваемой стали использовался, как упоминалось выше, графический метод с применением структурной диаграммы Шеффлера. По этой диаграмме можно определить класс стали, по известному составу выбранной стали рассчитать эквиваленты хрома и никеля с указанием конкретной позиции на диаграмме для каждой стали [5].

Указанные по осям координат эквиваленты хрома и никеля рассчитаны в виде линейных комбинаций массовых долей основных компонентов стали с постоянными коэффициентами по следующим формулам:

$$Cr_{экв} (\%) = [Cr] + 5,5[A] + 5[V] + 1,5[S] + 0,5[Nb] + 1,5[Mo] + 1,5[Ti] + 0,75[W], \quad (1)$$

$$Ni_{экв} (\%) = [Ni] + 30[C] + 25[N] + [Co] + 0,5[Mn] + 0,3[Cu]. \quad (2)$$

Расчёты ядерной трансмутации в коррозионно-стойкой стали аустенитного класса X18H10T позволили оценить изменение химического состава и получить эквиваленты хрома и никеля как ферритообразующих, так и аустенитообразующих элементов. Расчётными оценками эквивалентов хрома и никеля руководствовались при построении динамики структурно-фазовых изменений рассматриваемой стали.

Однофакторная зависимость фазовой структуры от нейтронного облучения показала тенденцию к увеличению ферритообразующих и уменьшению аустенитообразующих элементов после длительного облучения стали.

Кроме ядерно-физических процессов, на структурно-фазовые изменения коррозионно-стойких сталей аустенитного класса при реакторном облучении влияет и радиационное повреждение, которое вносит дополнительный вклад в охрупчивание. Как однофакторный процесс ядерные трансмутации являются статистически значимыми, хотя и менее выраженными.

Список литературы

1. Ма Б.М. Материалы ядерных энергетических установок. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 408 с.
2. Белозёрова А.Р. Регулярные выражения в расчётах ядерной трансмутации // ВАНТ. Серия «Математическое моделирование физических процессов», 2012. Вып. 3. С. 71–78.
3. Shimansky G.A. TRANS_MU computer code for computation of transmutant formation kinetics in advanced structural materials for fusion reactors // J. Nucl. Mater., 1999. 271–272. P. 30–34.
4. 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. – Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ–ФЭИ», 2012. С. 50–52.
5. Конструкционные материалы ядерных реакторов: учебное пособие в 2 ч. Часть 2. Структура, свойства, назначение / под ред. Н.М. Бескоровайного. – М.: Атомиздат, 1977. – 256 с.

*А.Р. Белозёрова, И.Ю. Жемков,
Г.А. Шиманский, С.В. Белозёров*

КОМПЛЕКС ИНФОРМАЦИОННЫХ СИСТЕМ ПО ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЕ РЕАКТОРНОГО МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЯ

С целью систематизации результатов научно-технической деятельности, информационного обеспечения научных исследований, сохранения полученной за многие годы экспериментальной информации в ОАО «ГНЦ НИИАР» разработан комплекс баз данных по экспериментальным возможностям реакторного материаловедения. В состав комплекса входят следующие базы данных:

1. Каталог методов реакторных испытаний материалов и изделий ядерной техники.
2. Исследовательские реакторы России. Фактографические данные и экспериментальные возможности.
3. Атлас защитных камер.
4. Датчики и детекторы для исследовательских ядерных реакторов.

5. Электронный архив научно-технической документации ОАО «ГНЦ НИИАР».

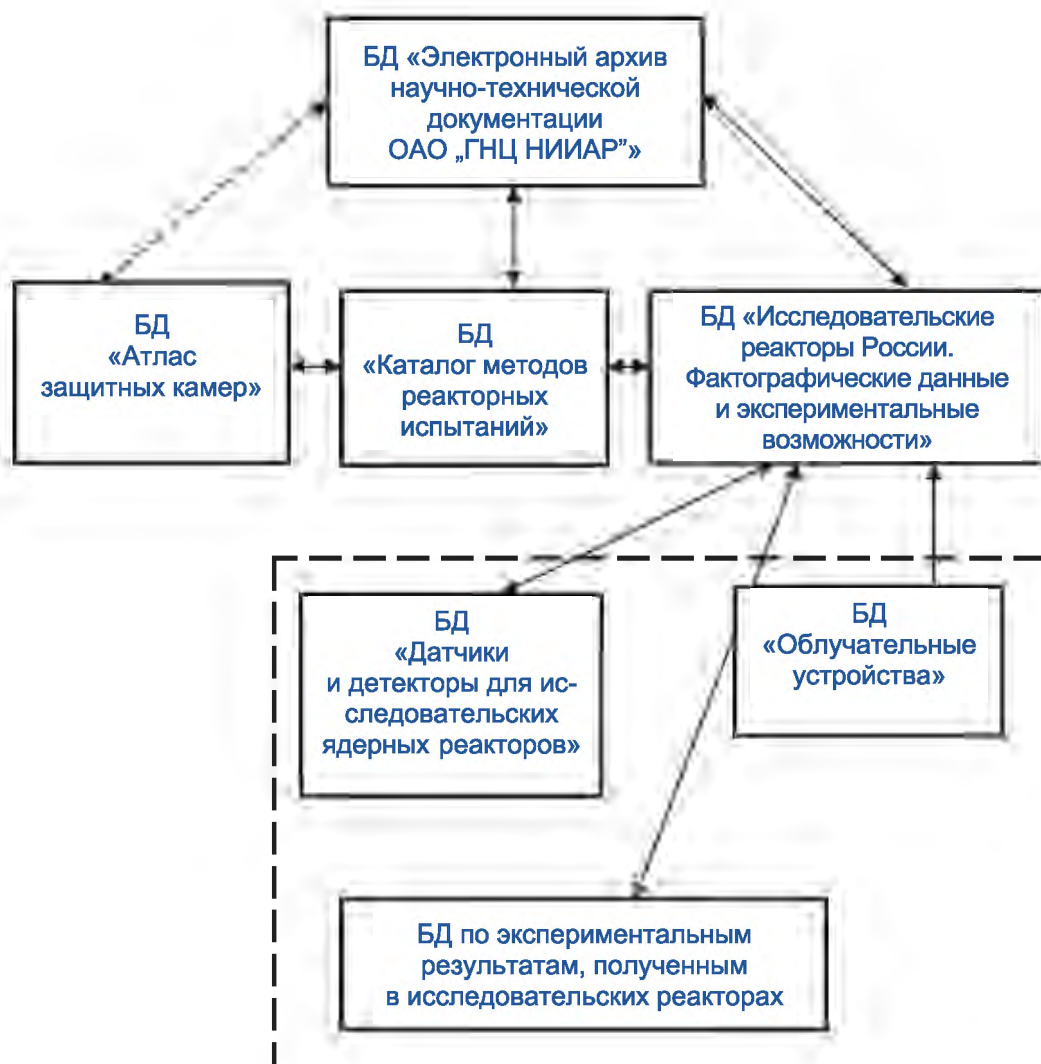


Схема разработанного комплекса информационных систем по экспериментальной базе реакторного материаловедения

База данных «Каталог методов реакторных испытаний материалов и изделий ядерной техники» предназначена для систематизации, накопления, выдачи и анализа информации о методах реакторных испытаний и оценки фактического состояния экспериментальной базы реакторного материаловедения с целью дальнейшего планирования экспериментальных работ и совершенствования методического обеспечения.

База данных «Исследовательские реакторы России. Фактографические данные и экспериментальные возможности» предназначена для сбора, хранения и выдачи пользователю информации об экспериментальных возможностях исследовательских реакторов в зависимости от задачи планируемых исследований.

База данных «Атлас радиационно-защитных камер» предназначена для осуществления целевого выбора места проведения послереакторных испытаний материалов и изделий ядерной техники.

База данных «Датчики и детекторы для исследовательских ядерных реакторов» предназначена для сбора и централизованного хранения информации об измеритель-

ных преобразователях, разрабатываемых в ОАО «ГНЦ НИИАР» и обеспечивающих получение экспериментальной информации во время реакторных и послереакторных экспериментов.

База данных «Электронный архив научно-технической документации ОАО „ГНЦ НИИАР“» предназначена для хранения, поиска, распространения и учёта научной документации института.

Базы данных включают в себя информацию о 371 методике восьми организаций отрасли, восьми исследовательских реакторах, 113 радиационно-защитных камерах, 362 отчётах о научно-исследовательских работах.

Программное обеспечение разработано с использованием современных информационных технологий на основе архитектуры «клиент-сервер», все базы данных имеют удобный web-интерфейс, который позволяет пользователям легко и быстро осуществить доступ к информации и научно-технической документации, имеющейся в электронном виде. В Intranet-сети института создан web-сайт для осуществления регламентированного доступа к базам данных, поиска и анализа необходимой информации.

Дальнейшее расширение существующей информационной системы планируется в сторону разработки и подключения баз данных по уникальным экспериментам, проведённым в исследовательских реакторах; специфическим режимам работы конкретных исследовательских ядерных реакторов; разработанным облучательным устройствам; датчикам и детекторам, используемым для оснащения экспериментальных устройств; экспериментальным результатам, полученным в исследовательских реакторах. Необходимо также запланировать работы по преобразованию отчётов, хранящихся в соответствующем фонде института на бумажных носителях, в электронный вид и вводу этой информации в базу данных «Электронный архив научно-технической документации ОАО „ГНЦ НИИАР“».

*Е.Е. Лебедева, Л.А. Вольская,
Л.П. Куненкова, И.А. Подкопаева*





ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

2

ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2012

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В 2012 году были продолжены работы в рамках приоритетных программ ядерно-энергетического комплекса Росатома. Целью таких программ применительно к реакторам ВВЭР-1000 является улучшение технико-экономических показателей и повышение безопасности эксплуатации ядерного топлива. Достижение указанной цели осуществляется повышением ураноёмкости твэлов, совершенствованием конструкции ТВС, применением топливных и конструкционных материалов с улучшенными эксплуатационными свойствами. Несколько кассет с усовершенствованными конструкциями (ТВСА-АЛЬФА, ТВСА-5М и ТВС-2М) после опытно-промышленной эксплуатации на Калининской и Балаковской АЭС были исследованы в ОАО «ГНЦ НИИАР». Увеличение ураноёмкости твэлов в них было достигнуто за счёт увеличения длины топливного сердечника, увеличения наружного и уменьшения внутреннего диаметра таблетки. В твэлах ТВСА-АЛЬФА использовали оболочки из сплава на основе губчатого циркония и топливные таблетки с укрупнённым зерном (25–27 мкм), в твэлах ТВС-2М – оболочки без финишного травления и анодирования. Результаты исследований подтвердили, что по основным эксплуатационным характеристикам: по геометрическим параметрам, коррозионному состоянию оболочки, выходу газообразных продуктов деления состояние твэлов новой конструкции не достигло критических значений, препятствующих достижению ресурсных показателей эксплуатации.

Для повышения экономической эффективности производства электроэнергии на атомных электростанциях с водо-водяными энергетическими реакторами происходит переход к повышенному выгоранию топлива и к топливным циклам с увеличенной длительностью реакторных кампаний от одного года до полутора лет. Для обеспечения радиационной безопасности атомных электростанций в этих условиях необходимо обоснование возможности эксплуатации реактора при разгерметизации ТВС повышенного выгорания.

В 2012 году были закончены исследования негерметичной ТВСА-У, эксплуатировавшейся в негерметичном состоянии более года и достигшей на момент выгрузки среднего выгорания 53,7 МВт-сут/кгU. В состав ТВС входили твэлы и твэги с повышенной загрузкой топлива. Установлено, что в указанной сборке разгерметизировался один твэл из-за фреттинг-повреждения, причиной которого была повышенная локальная вибрация, обусловленная отсутствием жёсткого крепления между антивибрационной решёткой и пластиной из-за недостаточно качественной сварки между ними.

В рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» выполняли научно-исследовательские работы по двум частным проектам. По проекту «Разработка технологий производства плотного топлива для реакторов на быстрых нейтронах» получен комплекс экспериментальных данных о свойствах и поведении уран-плутониевого нитридного топлива, облучённого в реакторе БОР-60 в составе экспериментальных твэлов с гелиевым и свинцовым заполнением. Выявлены основные внутритвэльные процессы, влияющие на изменение свойств материалов, состояние и работоспособность твэлов. Показано, что основными факторами, влияющими на работоспособность твэлов с гелиевым подслоем, являются распухание топлива и механическое взаимодействие с оболочкой. Получены количественные данные о механизмах и характеристиках распухания топлива. Подтверждено избирательное растворение компонентов материала оболочек в твэлах со свинцовым подслоем, получены новые данные, описывающие особенности этого явления.

По проекту «Разработка перспективных конструкционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах» разработана методика. Проведены сравнительные эксперименты по изучению влияния упрочнения дисперсными оксидами на коррозионную стойкость нержавеющей стали ЭП-450 при физико-химическом взаимодействии с продуктами деления ядерного топлива. Результаты экспериментов позволили сделать вывод о более высокой

коррозионной стойкости дисперсно-упрочнённой оксидами модифицированной стали (полученной по технологии порошковой металлургии) по сравнению с обычной сталью (полученной литьем).

С целью обоснования продления срока службы внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР-1000 и БОР-60 продолжены исследования (для пополнения базы данных) по комплексному влиянию облучения, температуры, механических напряжений и теплоносителя в течение длительного времени на свойства стали марки X18H10T. Полученные результаты позволят оценить формоизменение внутрикорпусных устройств вследствие радиационной ползучести и распухания, изменение физико-механических свойств аустенитных сталей с ростом повреждающей дозы.

Завершены материаловедческие исследования гафниевых пластин стыковочного узла аварийной регулирующей кассеты второго поколения, отработавшей в реакторе ВВЭР-440 в течение пяти топливных циклов до выгорания топлива 45,6 МВт·сут/кгU. Полученные результаты позволили разработать предложения по совершенствованию конструкции стыковочного узла для предотвращения образования и развития трещин в гафниевых пластинах.

Среди материалов настоящего раздела – две статьи, представляющие собой обобщение результатов многолетних исследований влияния облучения на свойства циркониевых сплавов Э-110 и Э-635. В результате послереакторных исследований модельных образцов и реальных изделий получена обширная база данных по влиянию условий эксплуатации (температуры, плотности потока и флюенса нейтронов, механических напряжений, водно-химического режима теплоносителя) и исходных данных (технологии получения, легирования, термообработки, состояния поверхности) на механические свойства, коррозионное поведение и радиационный рост сплавов Э-110 и Э-635.

Е.А. Звир

ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА ВВЭР-1000 НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

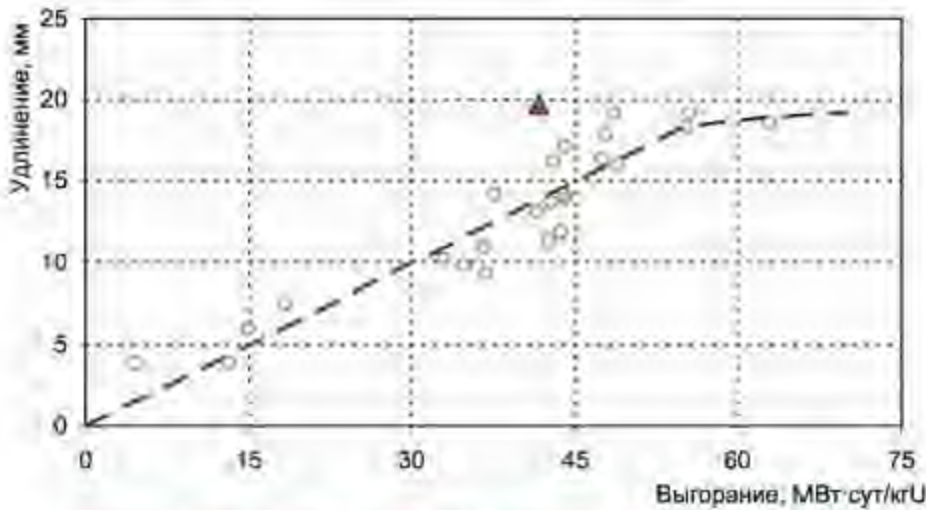
Модернизация ТВС реактора ВВЭР-1000 в последнее время идёт в направлении повышения их ураноёмкости, применения усовершенствованных топливных и конструкционных материалов, повышения надёжности и безопасности эксплуатации. В 2012 году в отделении реакторного материаловедения были проведены послереакторные исследования нескольких таких кассет, прошедших опытно-промышленную эксплуатацию на Калининской и Балаковской АЭС. Увеличение ураноёмкости твэлов в них было достигнуто за счёт увеличения длины топливного сердечника, увеличения наружного и уменьшения внутреннего диаметра таблетки.

Основные характеристики исследованных тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000

Тип и номер ТВС	АЭС	Краткая характеристика	Цели исследований
ТВСА-АЛЬФА № ИД01077	Первый блок Калининской АЭС	Восемь «арочных» дистанционирующих решёток (ДР) высотой 35 мм; твэл с утонённой оболочкой на губчатой основе и таблеткой (с диаметром 7,8 мм, без центрального отверстия) с укрупнённым зерном; три топливных цикла, выгорание топлива 41,6 МВт·сут/кгU	Получение экспериментальных данных по состоянию твэлов для подготовки экспериментов на скачок мощности в обоснование поведения топлива в режимах с нарушением нормальной эксплуатации и проектных аварий
ТВСА-5М № ЖЕД0719	Первый блок Калининской АЭС	Негерметичная, 15 дистанционирующих решёток, повышенная топливная загрузка за счёт использования топливных таблеток (с диаметром 7,6 мм и центральным отверстием 1,2 мм); пять топливных циклов, выгорание топлива 65,4 МВт·сут/кгU	Получение экспериментальных данных для обоснования работоспособности ТВС и твэлов с повышенным энерговыделением; определение причины разгерметизации
ТВС-2М № 412603034	Первый блок Балаковской АЭС	Реперная, 13 дистанционирующих решёток, повышенная топливная загрузка за счёт использования удлинённых на 150 мм топливных сердечников и таблеток (с диаметром 7,6 мм и центральным отверстием 1,2 мм); три топливных цикла, выгорание топлива 46,3 МВт·сут/кгU	Подтверждение работоспособности и технических характеристик ТВС-2М и твэлов с оболочками без финишного травления и анодирования; пополнение базы данных по реперным ТВС реактора ВВЭР-1000
ТВСА-У № ЕД0463	Первый блок Калининской АЭС	15 дистанционирующих решёток (негерметичных), повышенная топливная загрузка за счёт использования удлинённых на 150 мм топливных сердечников; пять топливных циклов, выгорание топлива 53,7 МВт·сут/кгU	Исследование состояния нижнего узла крепления твэлов, дистанционирующих решёток и твэлов с целью определения причины разгерметизации ТВСА-У

Результаты исследований ТВСА-АЛЬФА № ИД01077. Геометрические параметры твэлов ТВСА-АЛЬФА в диапазоне выгорания топлива 35–45 МВт·сут/кгU изменяются

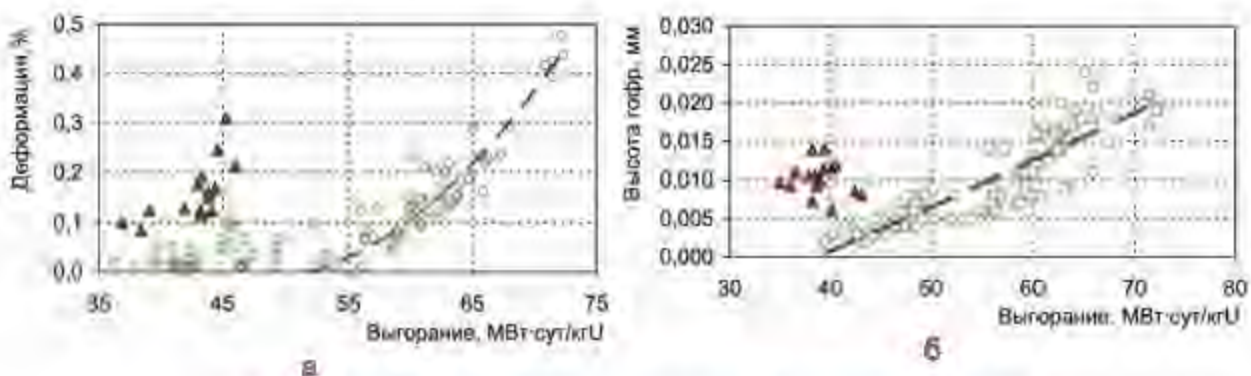
больше, чем твэлов со штатными топливными таблетками и оболочками. Среднее удлинение составило 19,8 мм, что примерно на 6 мм больше удлинения штатных твэлов.



Зависимость среднего по ТВС удлинения штатных твэлов реактора ВВЭР-1000 (о) и ТВСА-АЛЬФА № ИД01077 (Δ) от выгорания топлива

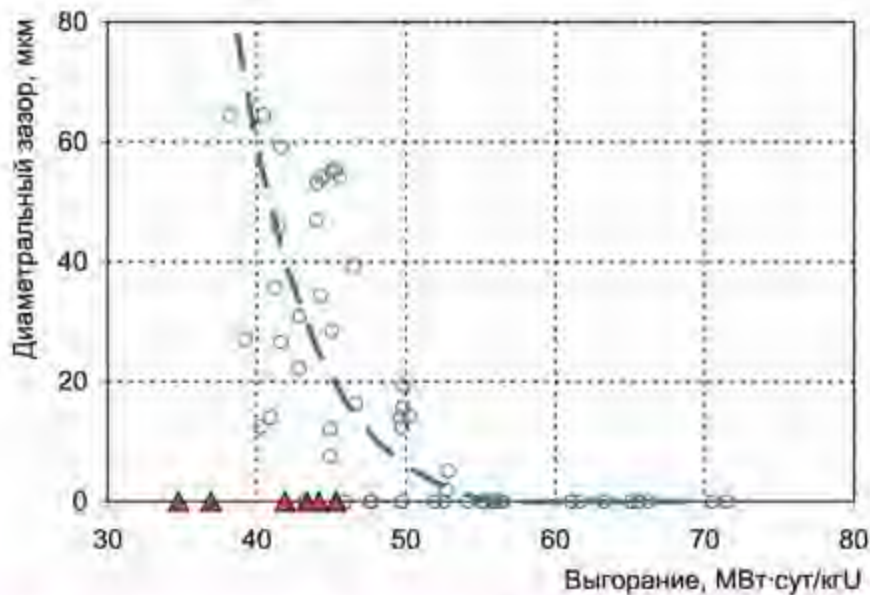
По результатам измерения диаметра твэлов с утонённой оболочкой обнаружены участки обратной деформации и гофры, наличие которых в штатных твэлах ВВЭР-1000 наблюдается только при высоком выгорании топлива. Если в штатных твэлах обратная деформация появляется при выгорании 50–55 МВт·сут/кгU, то в твэлах ТВСА-АЛЬФА она обнаруживается уже при выгорании 35–40 МВт·сут/кгU. С ростом выгорания обратная деформация увеличивается и для исследованных твэлов с утонённой оболочкой она достигает 0,31 % при выгорании 45 МВт·сут/кгU. В штатных твэлах такая же по значению обратная деформация регистрируется только при выгорании 65–67 МВт·сут/кгU.

Высота гофр на твэлах с утонённой оболочкой больше по значению, чем на штатных твэлах примерно с таким же выгоранием топлива. Если при выгорании 35–45 МВт·сут/кгU на штатных твэлах гофры образуются только на отдельных участках, то на твэлах с утонённой оболочкой они наблюдаются практически по всей длине. Средняя высота гофр для твэлов ТВСА-АЛЬФА составила 7–15 мкм.



Зависимость обратной деформации оболочек твэлов (а) и средней высоты гофр (б) от выгорания топлива: ВВЭР-1000 (о), ТВСА-АЛЬФА № ИД01077 (Δ)

Результаты измерения зазора между топливом и оболочкой компрессионным и металлографическим методами свидетельствуют о том, что на основной части топливного сердечника твэлов ТВСА-АЛЬФА зазор отсутствует. Если в штатных твэлах закрытие зазора наблюдается при выгорании 50–55 МВт·сут/кгU, то в твэлах с утонённой оболочкой и таблеткой с диаметром 7,8 мм без центрального отверстия зазор отсутствует, по крайней мере, начиная с выгорания 35–40 МВт·сут/кгU.



Зависимость зазора между топливом и оболочкой от выгорания топлива: реактора ВВЭР-1000 (○) и ТВСА-АЛЬФА № ИД01077 (▲)



Изображение поперечного шлифа твэла ТВСА-АЛЬФА № ИД01077 с выгоранием примерно 35 МВт·сут/кгU на участке контакта оболочки с таблеткой

Коррозионное состояние твэлов с утонённой оболочкой не отличается от коррозионного состояния штатных твэлов. Толщина оксидной плёнки на наружной поверхности по результатам измерения вихретоковым и металлографическим методами не превышает

10 и 9 мкм соответственно. Топливные таблетки без центрального отверстия с укрупнённым зерном характеризуются повышенной фрагментацией.



Оксидная плёнка
на наружной поверхности
оболочки



Изображение поперечного шлифа твэла ТВСА-АЛЬФА с выгоранием топлива 36 МВт-сут/кгU в средней части топливного сердечника

Результаты исследований ТВСА-5М № ЖЕД0719. Одной из цепей послереакторных исследований ТВСА-5М являлось изучение деформированного состояния каркаса и твэлов, эксплуатировавшихся при повышенном энерговыделении. Значения геометрических параметров ТВСА-5М и её каркаса близки между собой, что указывает на релаксацию напряжения в элементах пучка при эксплуатации. Удлинение ТВСА-5М составило около 5,2 мм; каркасные уголки удлинились в среднем на 8,5 мм; центральная труба – на 8,4 мм. Значения среднего удлинения направляющего канала наружного и внутреннего рядов составили 4,4 и 3,1 мм соответственно. Форма прогиба ТВСА близка к дугообразной; стрела прогиба составила 15,7 мм; угол сфучивания – примерно 1°. Значения размера «под ключ» по каркасным уголкам в пролётах между дистанционирующими решётками и по ободам не превысили 235,7 и 235,5 мм соответственно. Изгибная жёсткость по ДР8 равна 64 Н/мм.

Наблюдаются деформация (прогиб поля ячеек) дистанционирующей решётки и прогиб каркасных уголков. Значение стрелы прогиба дистанционирующей решётки практически линейно увеличивается с высотой координатой и достигает максимального значения 5,5 мм на ДР15. Прогиб уголков наблюдается во всех пролётах между дистанционирующими решётками в направлении как к оси ТВС, так и в противоположную сторону. Прогиб не превышает 0,43 мм; угол раскрытия уголков находится в диапазоне 121,3–125,5°.

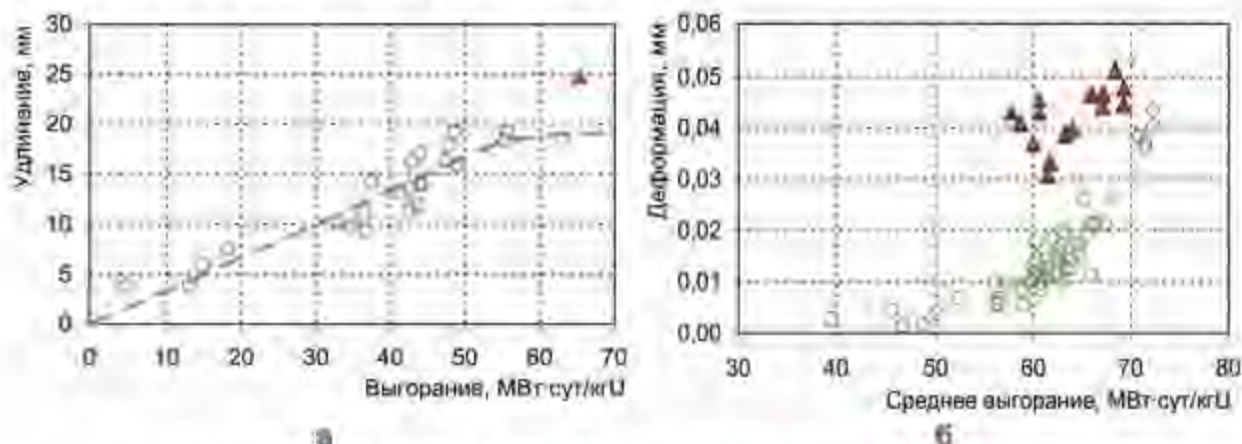
Значение жёсткости пружинного блока после эксплуатации составило 414 Н/мм.

В диапазоне нагрузки 0,4–7,5 кН на диаграмме «нагрузка–перемещение» наблюдается небольшой гистерезис – различие в данных при нагружении и разгрузке пружинного блока. Среднее значение жёсткости отдельных пружин составило 22,6 Н/мм, уменьшения длины – 3,2 мм.

По результатам визуальной инспекции элементов головки (пружин, трубок термоконтроля, шпилек и обечайки) и стальных гильз направляющего канала на всех ранее перечисленных деталях обнаружены повреждения. Увеличенный прогиб ТВСА-5М, вероятнее всего, вызван нештатной работой пружинного блока при эксплуатации из-за механического взаимодействия пружин с другими конструктивными элементами головки. При этом осевая нагрузка могла значительно превышать проектное значение, что способствовало увеличению прогиба сборки.

Среднее удлинение твэлов ТВСА-5М составило 25 мм, что выше на 6 мм, чем в штатных твэлах. Скорость удлинения с выгоранием остаётся достаточно высокой, несмотря на наступление контакта между топливом и оболочкой. При одном и том же значении выгорания обратная деформация оболочек в твэлах ТВСА-5М на 15–20 мкм

больше, чем в штатных твэлах; участки обратной деформации протяжённее. В то же время увеличения высоты гофр не наблюдается.



Среднее удлинение твэлов (а) и обратная деформация оболочек твэлов (б): реактора ВВЭР-1000 (о) и ТВСА-5М (▲)

Коррозионное состояние основной группы твэлов удовлетворительно. Толщина оксидной плёнки по результатам измерения вихретоковым методом не превышает 12 мкм, по результатам металлографии – 9 мкм; гидрирование незначительное. Предел прочности оболочки твэла при рабочей температуре составляет не менее 268 МПа, общее относительное удлинение – не менее 13 %.

Топливо имеет типичную структуру, характерную для твэлов ВВЭР-1000 высокого выгорания. Размер зёран не изменился, повышенная концентрация пор в топливе наблюдается в периферийном pit-слое и вблизи центрального отверстия, а для твэга – только в периферийном слое. Существенных отличий по выходу газообразных продуктов

деления из топлива твэлов ТВСА-5М по сравнению с ранее исследованными твэлами ВВЭР-1000 высокого выгорания не наблюдается.

Другой целью исследований ТВСА-5М было определение причины разгерметизации твэла. По результатам осмотра пучка и вихретоковой дефектоскопии твэлов идентифицирован негерметичный твэл. Причина разгерметизации – повреждение оболочки из-за взаимодействия с посторонним предметом (debris-повреждение) по местоположению антивибрационной решётки. Площадь сквозного отверстия оболочки, определённая методом количественной обработки цифровых изображений, составила примерно 0,02 мм².



Внешний вид негерметичного твэла в районе первичного дефекта

Результаты исследований ТВС-2М № 412603034. Тепловыделяющая сборка ТВС-2М является прототипом топливных сборок нового поколения энергоблоков с реакторами ВВЭР-1200-АЭС-2006. В исследованной ТВС-2М № 412603034 была увеличена длина топливного сердечника на 150 мм за счёт бланкетов; повышена загрузка урана в активной части за счёт использования таблеток с диаметром 7,6 мм и центральным отверстием 1,2 мм. Длина твэлов в ТВС-2М увеличена, головка и хвостовик соответственно укорочены. Используются оболочки твэлов без финишного травления и анодирования.

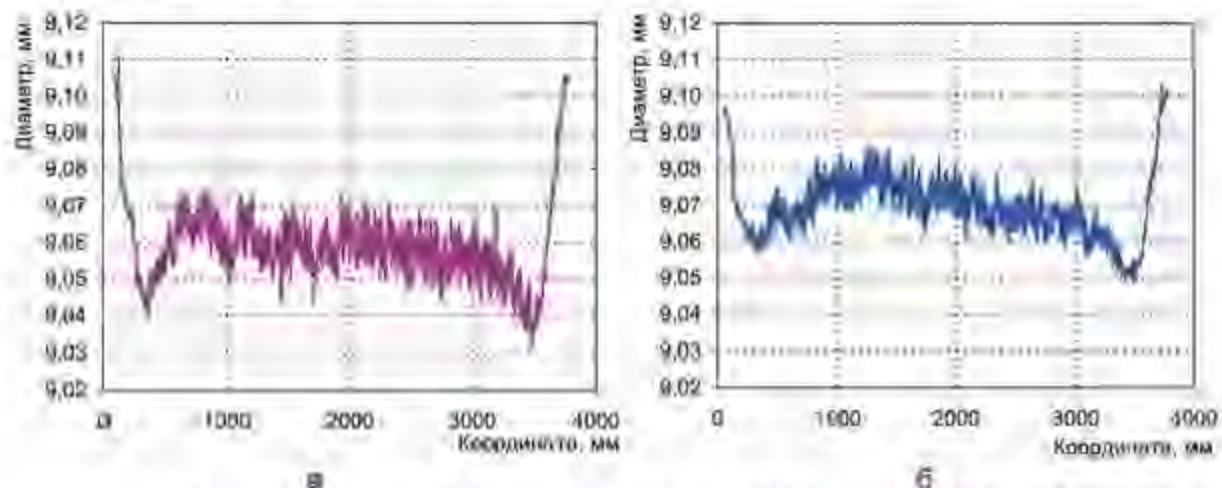
Конструкция пружин пружинного блока изменена: диаметр проволоки пружины был уменьшен до 5,1 мм (5,6 мм для ТВС-2); длина пружин немного увеличена и составила 200,3 мм (199,4 мм для ТВС-2). Эти изменения позволили значительно снизить величину осевого поджатия сборки в активную зону реактора по сравнению с ТВС-2. Количество дистанционирующих решёток уменьшено с 15 до 13, при этом ДР1 выполняет роль анти-вибрационной решётки.

По результатам осмотра ТВС-2М дефектов не обнаружено. Степень окисления оболочек твэлов увеличивается с высотной координатой от низа кверху. Форма прогиба ТВС близка к дугообразной форме. Стрела прогиба, зафиксированная на расстоянии примерно 2450 мм от нижней решётки в направлении грани Б, составила 5,7 мм; угол скручивания не превышает $1,6^\circ$. Для большинства дистанционирующих решёток размер «под ключ» находится в пределах допуска на изготовление; максимальное превышение размера составляет 0,4 мм. Направления стрелы прогиба ТВС-2М и градиента выгорания топлива в твэлах по сечению сборки не совпадают, что свидетельствует об устойчивости к воздействию неравномерного поля потока нейтронов.

Изгибная жёсткость ТВС-2М при поперечном нагружении по ДР7 составила примерно 50 Н/мм для сборки и 40 Н/мм для каркаса. Расстояние между нижней и дистанционирующей решётками увеличено относительно проектных значений за счёт радиационного роста направляющего канала, к которым они приварены. Максимальное увеличение в верхней части каркаса достигает 5 мм. Деформация дистанционирующих решёток в пределах погрешности измерения не зарегистрирована.

Пружинный блок работает без заеданий, его силовые характеристики по сравнению с проектными значениями изменились незначительно. Искажений формы пружин, следов потёртостей, отложений не зарегистрировано.

По результатам вихревой дефектоскопии значительных дефектов оболочек не выявлено. Удлинение твэлов с повышенным топливосодержанием соответствовало удлинению штатных твэлов других ТВС реактора ВВЭР-1000. В твэлах и твэгах с диаметральной зазором между топливом и оболочкой менее 8 мкм (в «холодном» состоянии) зарегистрирована обратная деформация растяжения оболочек. В твэлах без обратной деформации оболочек диаметр уменьшился до 9,04–9,06 мм. Эллипсность оболочек не превышала 0,04 мм.



Распределение диаметра по длине твэла (а) и твэга (б) ТВС-2М

Выход газообразных продуктов деления в твэлах и твэгах составляет 0,6–1,5 %; осевого перераспределения продуктов деления не обнаружено.

Характер макроструктуры топлива идентичен таковому для штатных твэлов: таблетки фрагментированы на несколько частей без нарушения конфигурации. Толщина frit -слоя в топливе не превышает 40 мкм, размер пор составляет 1–2 мкм.

По данным вихретоковых измерений толщина оксидной плёнки оболочек твэлов в топливной части не превышает 10 мкм и уменьшается на участке газосборника. По результатам металлографии характер распределения оксидной плёнки на наружной поверхности в основном равномерный, на внутренней – прерывистый. Толщина оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек не превышает 8 мкм, на внутренней поверхности – достигает 16 мкм. Гидрирование оболочек твэлов – на обычном уровне; наряду с мелкими гидроксидами обнаружены пластинчатые выделения. На участках контакта с пучками дистанционирующей решётки обнаружены следы незначительной фреттинг-коррозии.



Оксидные плёнки на наружной (а) и внутренней (б) поверхности твэла

Предел прочности оболочек при температуре 380 °С находился в интервале 289–346 МПа; общее относительное удлинение – не ниже 15 % как при комнатной, так и при рабочей температуре. Сварные соединения, выполненные контактно-стыковой и электронно-лучевой сваркой, без дефектов, соответствуют требованиям отраслевого стандарта. Длина участка сплошности контактно-стыковой сварки (КСС) составила 2,3–2,4 мм.

Направляющие каналы удлинились на 3,2–4,6 мм, центральная труба – на 3,7 мм. Наружный диаметр направляющего канала «по металлу» (без учёта толщины оксидной плёнки) находится в пределах допуска на изготовление. Проливные отверстия чистые, без отложений и изменений геометрической формы. Максимальное значение толщины оксидной плёнки на внутренней и наружной поверхности направляющего канала и центральной трубы составило 36–39 мкм. Пластинчатые выделения гидридов имели преимущественно тангенциальную ориентацию. В зоне максимального окисления направляющего канала при температуре испытаний 350 °С предел прочности находится в интервале 453–461 МПа, общее удлинение – не ниже 16 %.

Диаметр ячеек дистанционирующей решётки после эксплуатации, в основном, находился в пределах допуска на изготовление (9,02 ± 0,07) мм. Коррозионное состояние удовлетворительное, толщина оксидной плёнки на большей части поверхности не превышает 7 мкм. Сварные соединения «ячейка–ячейка» и «ячейка–направляющий канал» – без значимых дефектов.

Изменение основных параметров ТВС-2М модернизированной конструкции и твэлов с повышенной ураноёмкостью в основном соответствует изменению параметров ТВС-2 и твэлов с номинальной (штатной) загрузкой топлива. Ни по одному из параметров, определяющих работоспособность изделий, не установлено признаков исчерпания ресурса.

Результаты исследований ТВСА-У № ЕД0463. В связи с современными требованиями по обеспечению радиационной безопасности АЭС необходимо обоснование возможности эксплуатации реактора при разгерметизации ТВС повышенного выгорания. Были проведены исследования пятилетней негерметичной ТВСА-У № ЕД0463, которая эксплуатировалась в негерметичном состоянии более года и достигла на момент выгрузки среднего выгорания 53,7 МВт-сут/кгU. В состав ТВСА-У входили удлинённые твэлы и твэги с повышенной загрузкой топлива за счёт бланкетов.

По результатам проведённых в 2011 году исследований установлено, что в что в ТВСА-У разгерметизировался один твэл из-за фреттинг-повреждения в зоне нижней заглушки в результате взаимодействия с антивибрационной и нижней решётками.

В 2012 году были продолжены исследования нижних решёток и соседних с негерметичным твэлов.

Произошло разрушение ячейки 307 антивибрационной решётки: верхний фрагмент левой пуклевки отсутствует. Характер разрушения близок к усталостному разрушению и, очевидно, обусловлен повышенной локальной вибрацией. Зарегистрированы разной степени деформация и истирание пуклевок. Структура материала – типовая, окисление – незначительное.

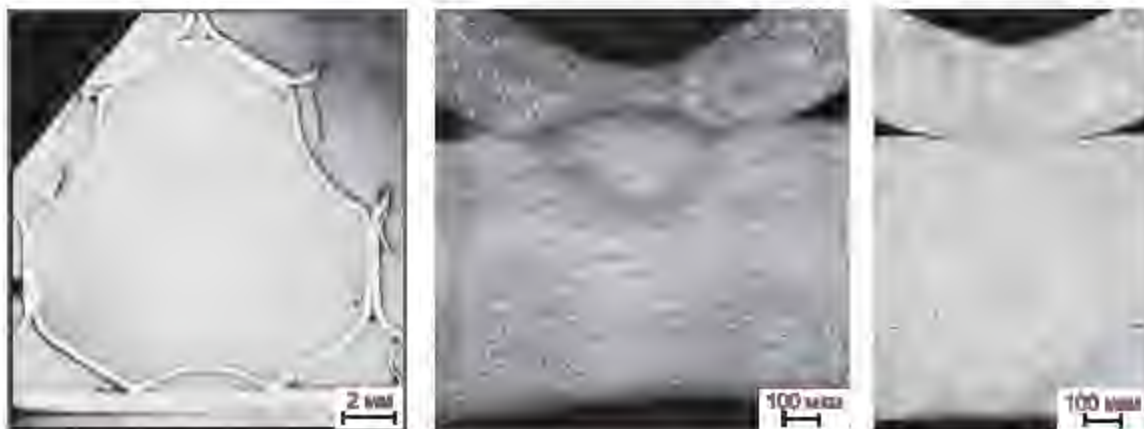


Вид (а, б) фрагмента антивибрационной решётки с различных позиций

Кроме того, обнаружены фреттинг-дефекты на твэлах, соседних с негерметичным твэлом, из-за взаимодействия с нижними дистанционирующими и антивибрационными решётками в условиях локальной повышенной вибрации. При этом следов присутствия постороннего предмета не установлено. Максимальная глубина фреттинг-дефекта составила 165 мкм. Структура материала оболочек и сварного соединения КСС-2 имеет обычный вид. Протяженность зоны сплюсности сварки составляет 2,6 мм. Толщина оксидной плёнки на всех исследованных участках не превышает 2 мкм.

В нижних решётках диаметр ячейки 307 превышал 9,5 мм; начиная с ДР7 и выше диаметр был таким же, как и вне зоны повреждения. Диаметр остальных ячеек, в том числе соседних с ячейкой 307, находился в обычных пределах. Диаметр ячеек нижней опорной решётки, за исключением ячейки 307, не выходил за пределы допуска ($5 + 0,12$) мм; для ячейки 307 вследствие фреттинг-износа максимальный поперечный размер достигал 5,8 мм.

Сварные швы между ячейками антивибрационной решётки – без дефектов. Обнаружены сварные точки между ячейками антивибрационной решётки и пластиной как с литым ядром, так и без него, то есть некоторые сварные точки были непроваренные.



Макро- и микроструктура ячейки и обода антивибрационной решётки в сечении сварных точек

Таким образом, причиной фреттинг-повреждения с разгерметизацией твэла 307 является повышенная локальная вибрация с «эпицентром» в ячейке 307 антивибрационной решётки. В свою очередь, повышенная вибрация могла быть обусловлена отсутствием жёсткого крепления между антивибрационной решёткой и пластиной из-за недостаточно качественной сварки между ними.

*Е.А. Звир, В.С. Поленок, В.А. Жителев, Г.В. Шееляков, А.В. Строжук,
О.Г. Сидоренко, Г.П. Кобылянский, И.Н. Волкова, Г.И. Маврина*

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ГАФНИЕВЫХ ПЛАСТИН СТЫКОВОЧНОГО УЗЛА ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ АВАРИЙНОЙ РЕГУЛИРУЮЩЕЙ КАССЕТЫ ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-440 КОЛЬСКОЙ АЭС

В 2012 году в рамках договора с ОАО «ТВЭЛ» проведены послереакторные материалыведческие исследования стыковочного узла аварийной регулирующей кассеты, отработавшей в реакторе ВВЭР-440 третьего блока Кольской АЭС в течение 1489 эфф. сут (2105 календ. сут).

Стыковочный узел выполняет функцию снижения локального повышения мощности линейной тепловой нагрузки в твэлах окружающих топливных кассет, возникающего из-за всплеска потока нейтронов в районе стыка топливной и поглощающей частей аварийной регулирующей кассеты. Он включает шесть пластин из гафния размером 150×76 мм, толщиной 0,6 мм, закреплённых с помощью точечной сварки на внутренней поверхности чехловой шестигранной трубы аварийной регулирующей кассеты в области стыка.



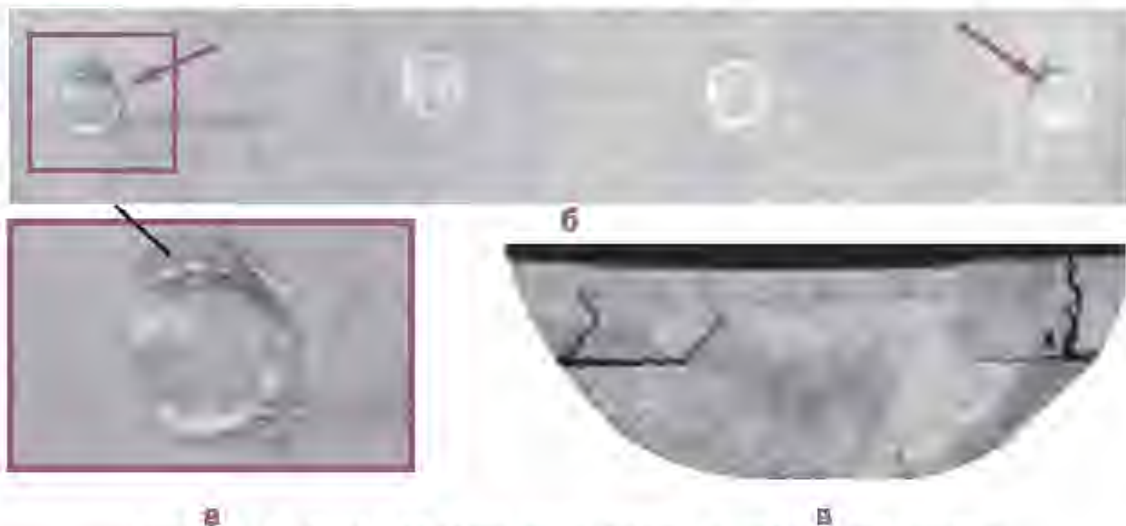
Наружная поверхность чехла аварийной регулирующей кассеты (а)
и поверхность гафниевой пластины (б) на одной из граней чехла

При эксплуатации в реакторе к работе аварийной регулирующей кассеты замечаний не было. Задачей послереакторных исследований было подтверждение работоспособности стыковочного узла в пределах достигнутого ресурса аварийной регулирующей кассеты и разработка рекомендаций по увеличению его ресурса.

Как показали исследования, общее состояние стыковочного узла после эксплуатации удовлетворительное. Он сохранил конструктивную целостность и не изменил исходные геометрические параметры. Данные визуального контроля стыковочного узла и гафниевых пластин указывают на отсутствие существенных коррозионных и механических повреждений материалов чехла и пластин.

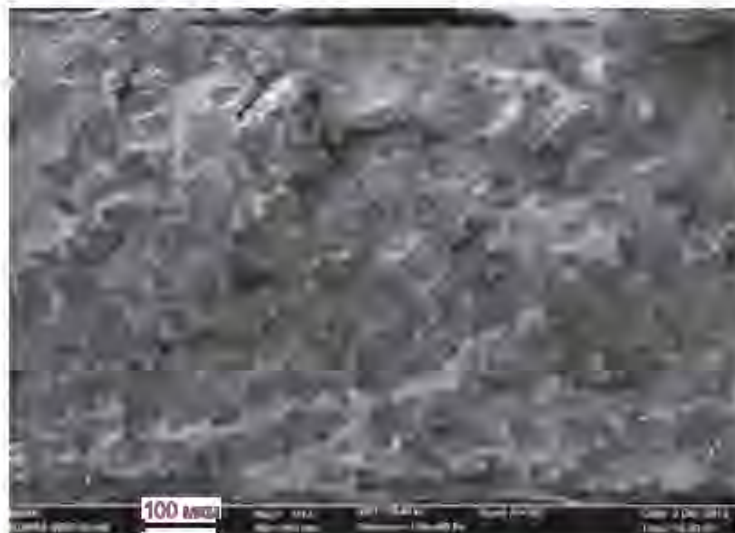
Все гафниевые пластины сохранили целостность, геометрические размеры. Сварные контактно-точечные соединения имеют удовлетворительное качество и обеспечивают надежное крепление пластин к чехловой трубе. Не обнаружено механических и коррозионных повреждений сварных соединений в результате эксплуатации. На поверхности гафниевых пластин не обнаружено следов локальной коррозии и оксидной пленки.

При детальном визуальном осмотре пластин было обнаружено несколько трещин, локализованных вблизи точечных сварных соединений.



Трещины (а, б, в) в области точек сварки на гафниевой пластине

По характеру поверхности излома трещин они носят характер усталостного разрушения под действием переменного термического напряжения.



Характер излома в районе трещины в гафниевой пластине

Гидриды в виде самостоятельных выделений присутствуют в материале чехловой трубы из циркониевого сплава Z-125 и практически не наблюдаются в гафниевых пластинах и области сварного точечного соединения.



Гидриды в материале чехловой трубы
в области точечного сварного соединения

По результатам механических испытаний на разрыв образцов, вырезанных из гафниевых пластин, была отмечена пониженная пластичность материала с общим удлинением до разрушения 0–1,8 и 0,8–3,7 % при температуре 20 и 300 °С соответственно. Характер поверхности разрыва образцов типичен для преимущественно хрупкого разрушения.

Исходя из результатов исследований, были сделаны выводы, что конструкция стыковочного узла требует усовершенствования для предотвращения образования и развития трещин в гафниевых пластинах. Представляется целесообразным рассмотреть варианты усовершенствования конструкции стыковочного узла в части способа крепления гафниевых пластин к чехлу. Возможными вариантами усовершенствования могут быть, например изменение количества и места размещения точек сварки, использование крепления пластин заклепками, изготовление цельной шестигранной гафниевой вставки вместо пластин и т.п.

Как для исследований причин образования трещин в пластинах, так и для выбора оптимального технического решения по усовершенствованию конструкции стыковочного узла необходимо провести моделирование его поведения при эксплуатации. В частности, необходимо рассчитать распределение температуры и напряжения в пластинах и чехловой трубе при различных режимах эксплуатации аварийной регулирующей кассеты, определить критические точки концентрации напряжения.

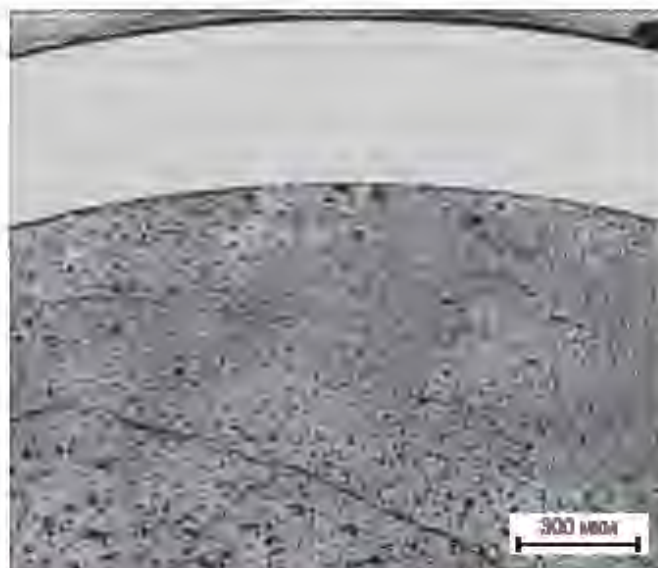
*А.В. Захаров, Е.М. Муралова,
Л.С. Шипилина, Г.В. Шееляков*

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ УРАН-ПЛУТОНИЕВОВОГО НИТРИДНОГО ТОПЛИВА ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Для проведения анализа состояния и радиационного поведения смешанного нитридного топлива, предназначенного для использования в реакторах на быстрых нейтронах нового поколения, в реакторе БОР-60 было проведено облучение топливных композиций $U_{0,65}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ в составе четырёх твэлов с гелиевым заполнением зазора между топливом и оболочкой и одной ТВС. Эта ТВС состояла из семи макетов твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 с топливом $U_{0,62}Pu_{0,18}N$ в свинцовом подслое. Максимальное достигнутое выгорание в твэлах с гелиевым и свинцовым подслоем составило 12,1 и 5,5 % т.а. соответственно. В процессе облучения часть твэлов извлекали из реактора для проведения промежуточных послереакторных исследований. Таким образом, получена информация о поведении смешанного нитридного топлива в условиях низко- и высоко-температурного облучения при различных значениях выгорания.

Твэлы с гелиевым заполнением зазора. Облучение топливных композиций $U_{0,65}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ в составе четырёх твэлов с гелиевым заполнением зазора между топливом и оболочкой было проведено в реакторе БОР-60 в рамках совместного (Россия – Франция) эксперимента по топливу для выжигания плутония в реакторах на быстрых нейтронах. Максимальное достигнутое выгорание в исследуемых твэлах составило 9,4 % т.а. при максимальной линейной мощности 419 Вт/см для топлива $U_{0,65}Pu_{0,45}N$ и 12,1 % т.а. при максимальной линейной мощности 545 Вт/см для топлива $U_{0,4}Pu_{0,6}N$. В процессе облучения часть твэлов извлекалась из реактора для проведения промежуточных послереакторных исследований [1].

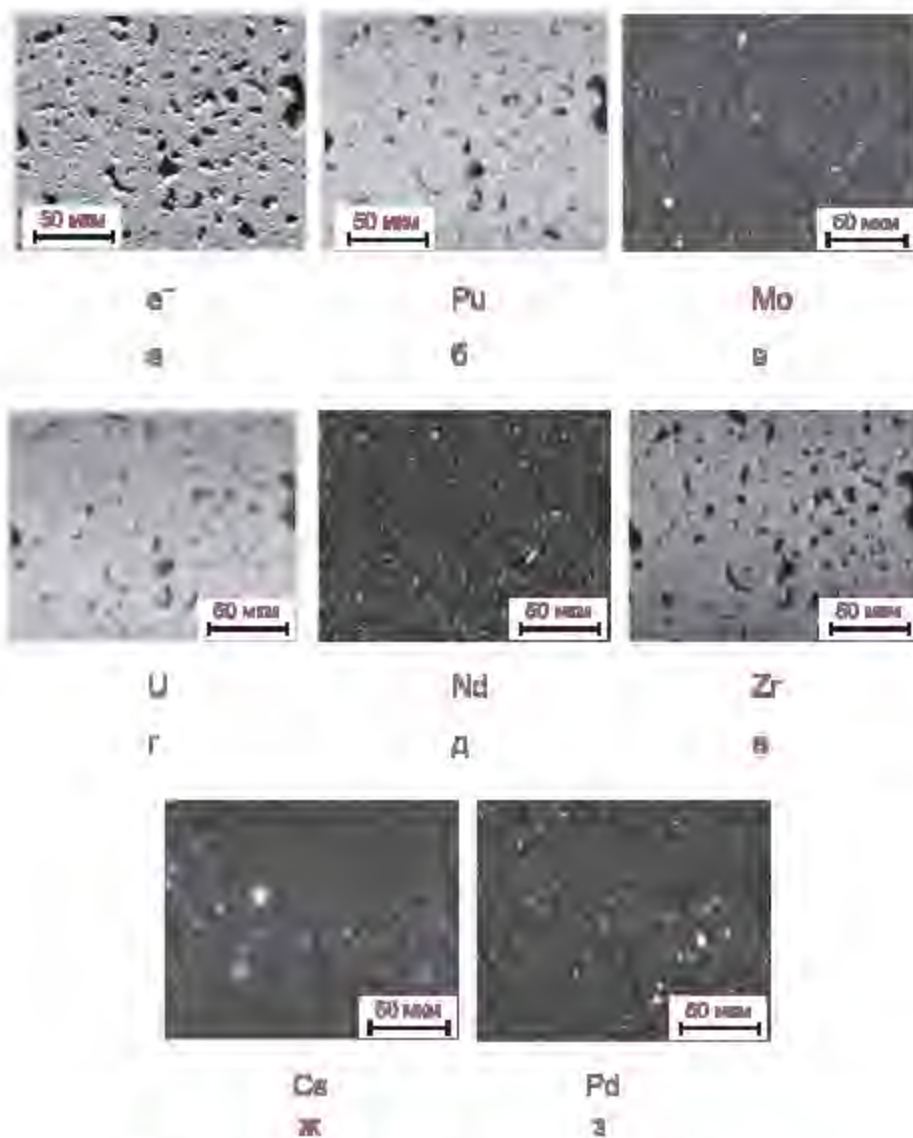
Наличие в большинстве исследованных сечений твэлов плотного контакта топлива с оболочкой и увеличение диаметра свидетельствуют о том, что основным фактором, влияющим на работоспособность, является взаимодействие распухающего топлива с оболочкой.



Изображение участка зоны контакта топлива $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ с оболочкой твэла в сечении с локальным выгоранием 12 % т. а.

Важность этого фактора для использования нитридного топлива требует его тщательного рассмотрения.

На увеличение размеров топливных таблеток в общем случае влияют продукты деления, находящиеся в твёрдом растворе и в виде вторых фаз, образование и рост всех разновидностей газовых пор, изменение технологической пористости и образование трещин. Влияние перечисленных факторов было подтверждено при исследовании микроструктуры, кристаллической структуры и элементного состава таблеток нитридного топлива. В частности, с помощью сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа было показано, что основные изменения микроструктуры топлива обусловлены образованием пористости и выделений вторых фаз, состоящих из твёрдых продуктов деления с низкой растворимостью в кристаллической решётке (U, Pu)N. Продукты деления с высокой растворимостью, например цирконий, находятся в твёрдом растворе и равномерно распределены в топливе.



Электронно-микроскопическое изображение (а) в отражённых электронах e⁻ и распределение элементов (б–з) в центральной области топливной таблетки состава $U_{0.4}Pu_{0.6}N$ с локальным выгоранием 12 % т.д.

Изменения геометрических размеров топливных таблеток были оценены для сечений с максимальным увеличением диаметра твэлов. В расчётных оценках учитывали исходный диаметр, диаметр после облучения, равный внутреннему диаметру оболочки в данном сечении, и изменение размера таблеток в аксиальном направлении, которое вычисляли методом γ -спектрометрии по удлинению топливного сердечника с учётом неравномерности удлинения таблеток по высоте твэла. Такая оценка показывает, что средняя скорость увеличения объёма таблеток топлива в сечениях с максимальным увеличением диаметра твэлов равна $(1,2 \pm 0,1)$ и $(1,1 \pm 0,1)$ % на 1 % выгорания для топлива $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ и $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ соответственно. Указанная неопределённость связана с ошибкой измерения диаметра твэлов (± 7 мкм) и неопределённостью исходной высоты топливного сердечника в твэлах (± 3 мм). Кроме того, распухание топлива рассчитывали по его плотности, определённой методом гидростатического взвешивания. Изображения микроструктуры топлива, полученные методом электронной микроскопии, использовали для количественной оценки изменения пористости в целях разделения вклада в распухание газообразных и твёрдых продуктов деления.

**Распухание топлива в сечениях твэлов
с максимальным увеличением диаметра после второго этапа облучения
(в процентах на один процент выгорания)**

Параметр	Топливная композиция, %	
	$U_{0,55}Pu_{0,45}N$	$U_{0,4}Pu_{0,6}N$
Изменение объёма топливных таблеток	1,1	1,2
Распухание топлива по определению плотности методом гидростатического взвешивания	0,65	1,12
Распухание вследствие увеличения пористости	0,25	0,77
Распухание за счёт продуктов деления в твёрдом растворе и в виде вторых фаз	0,4	0,35

Полученные результаты коррелируют с данными о состоянии микроструктуры топливных композиций [1]:

- увеличение геометрического объёма таблеток, полученное методом расчёта, больше по сравнению с распуханием топлива, определённым методом гидростатического взвешивания, так как в объём таблеток вносят вклад микротрещины и открытая пористость, влияющие на гидростатическое взвешивание;

- общая скорость распухания топлива $U_{0,55}Pu_{0,45}N$, рассчитанная по результатам гидростатического взвешивания, существенно ниже, чем топлива $U_{0,4}Pu_{0,6}N$, что, по-видимому, связано с большей долей открытой пористости в топливе $U_{0,55}Pu_{0,45}N$;

- скорость газового распухания топлива $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ ниже, чем топлива $U_{0,4}Pu_{0,6}N$, что связано с различием температурных условий их облучения.

Для анализа работоспособности важно знать вклад различных факторов в увеличение диаметра твэлов. Данные о радиационном распухании оболочек были получены из определения плотности методом гидростатического взвешивания. В качестве исходной плотности для сравнения использовали плотность материала оболочек в области газосборника.

Хотя максимальная повреждающая доза равна 43 смещ./ат., что находится в пределах инкубационной дозы для радиационного распухания стали марки ЧС-68 в холоднодеформированном состоянии (45 ± 5) смещ./ат. [2], относительное распухание оболочек твэлов с топливом $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ в сечениях с максимальным увеличением диаметра равно 1,5 и 3,5 % соответственно. Такое высокое радиационное распухание оболочек, по-видимому, связано с влиянием напряжений [3]. Относительное изменение диаметра твэлов с топливом $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ в этих сечениях составило 0,9 и 2,3 % соответственно. Таким образом, вклад радиационного распухания в увеличение диаметра твэлов составил 0,5 и 1,2 %, а вклад радиационной ползучести – 0,4 и 1,1 % соответственно. Увеличение диаметра в центральных сечениях твэлов с топливом $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ вследствие радиационной ползучести из-за давления газов, определённое по количеству газовой фазы и свободного объёма в твэлах, составило 0,04 и 0,07 % соответственно. Следовательно, радиационная ползучесть оболочек твэлов обусловлена в основном их взаимодействием с распухающим топливом. Поэтому можно оценить среднее напряжение, возникшее в результате этого взаимодействия, и сравнить его с характеристиками прочности оболочек при испытании на растяжение кольцевых образцов. Для этого необходимо определить выгорание, при котором наступает контакт топлива с оболочкой.

Взаимодействие топлива с оболочкой

Этап облучения	Координата сечения относительно центра активной части, мм	Локальное выгорание, % т.а.	Зазор между топливом и оболочкой, мкм	Увеличение диаметра твэла, мкм
$U_{0,55}Pu_{0,45}N$				
1	– 205	4,2	5–10	0
	– 20	5,4	0	25
	205	3,7	5–10	0
2	– 205	7,3	0	20
	– 20	9,4	0	60
	205	6,7	0	20
$U_{0,4}Pu_{0,6}N$				
1	– 205	5,8	0	10
	– 20	7,0	0	50
	205	5,0	0	0
2	– 205	9,3	0	40
	– 20	12,1	0	160
	205	8,8	0	50

Контакт топлива с оболочкой наблюдается при локальном выгорании около 5 % т.а. Для увеличения диаметра к концу облучения за счёт радиационной ползучести до 0,4 и 1,1 % значения окружного напряжения в оболочках твэлов с топливом $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ должны составлять 100 и 220 МПа соответственно. Условный предел текучести $\sigma_{0,2}$ материала оболочки в центральном сечении твэла при температуре 450 °С равен 370 МПа при сохранении запаса пластичности $\delta_0 = 0,5$ %, что выше напряжения в оболочках и обеспечило их целостность при облучении. Однако при росте повреждающей дозы прочность холоднодеформированной стали марки ЧС-68 снижается, например при дозе 70 смещ./ат. предел прочности оболочек твэлов реактора БН-600 может уменьшиться до 10–20 МПа [4]. В таком состоянии оболочки не могут сохранить целостность. Эксплуатация твэлов в условиях значительного механического воздействия на оболочку нежелательна также из-за возможности образования и развития трещин при наличии концентраторов напряжения.

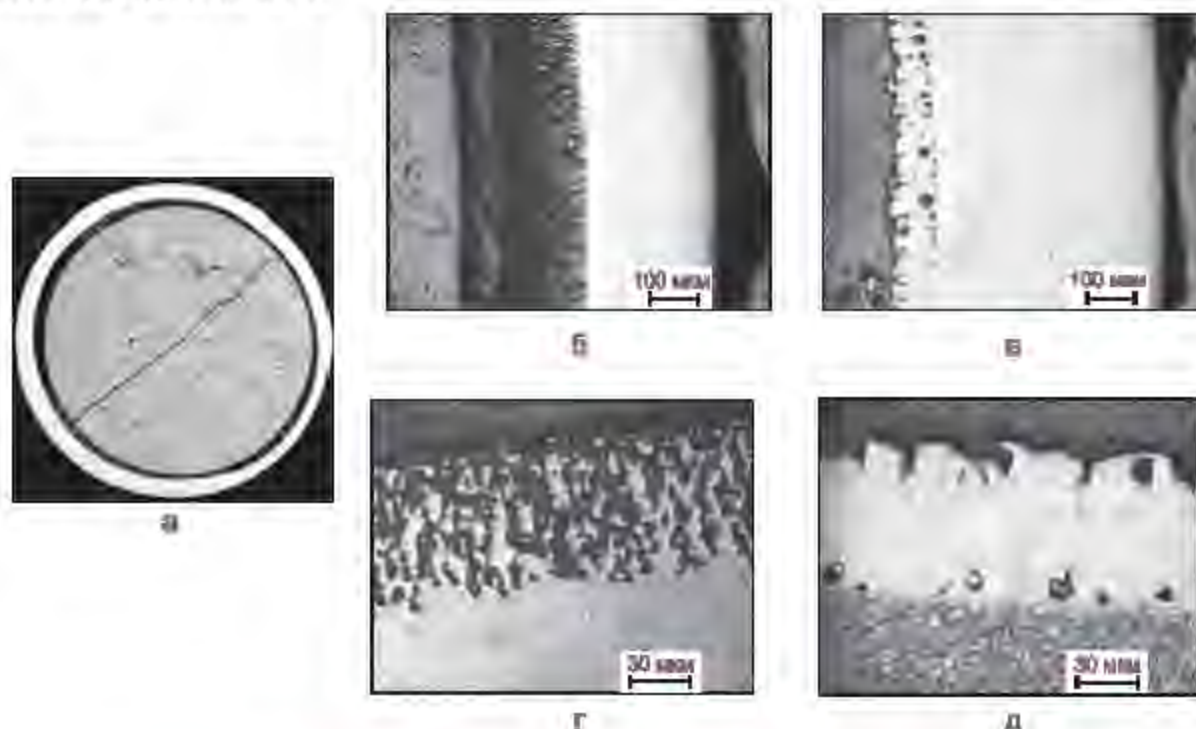
Приведённые ранее данные по увеличению объёма таблеток ($1,2 \pm 0,1$) и ($1,1 \pm 0,1$) % на 1 % выгорания для топлива $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ и $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ соответственно являются средними значениями за время облучения. Можно предположить, что в начале облучения скорость распухания топлива выше из-за более высоких температурных условий и, как следствие, более высокого вклада газовой составляющей распухания. Это предположение подтверждается тем, что после первого этапа облучения уже имел место плотный контакт топлива с оболочкой в центральном сечении твэла с выгоранием 5,0 и 5,4 % т.а. В случае увеличения объёма топлива в этих твэлах со скоростью 1,2 и 1,1 % на 1 % выгорания контакт должен был наступить при выгорании 5,8 и 6,3 % т.а. соответственно.

Твэлы с жидкометаллическим заполнением зазора. Жидкометаллическое заполнение зазора между топливом и оболочкой обеспечивает хорошую теплопроводность и низкую температуру топлива, что особенно ценно, если для компенсации распухания топливного сердечника выбирается повышенный исходный зазор. В реакторе БОР-60 в составе двух разборных экспериментальных ТВС проводили ресурсные испытания макетов твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 с таблеточным уран-плутониевым нитридным топливом и свинцовым подслоем. Конструкция сборок позволяла взамен извлекаемых для исследования твэлов после определённых этапов облучения устанавливать аналогичные твэлы и продолжать облучение до более высокого выгорания. К настоящему времени исследованы твэлы с максимальным выгоранием 2,8; 4 и 5 % т. а.

Основные характеристики твэлов с топливом $U_{0,82}Pu_{0,18}$:

Плотность топлива, % теоретической плотности	91–92
Диаметр топливных таблеток, мм	7,8–7,9
Диаметр твэла, мм	9,44
Толщина оболочки, мм.....	0,5
Длина твэла, мм	625
Длина топливного сердечника, мм.....	390
Максимальная линейная тепловая мощность твэла, Вт/см.....	420
Максимальная температура оболочки на наружной поверхности твэла, °С.....	635
Максимальная температура топлива, °С	880

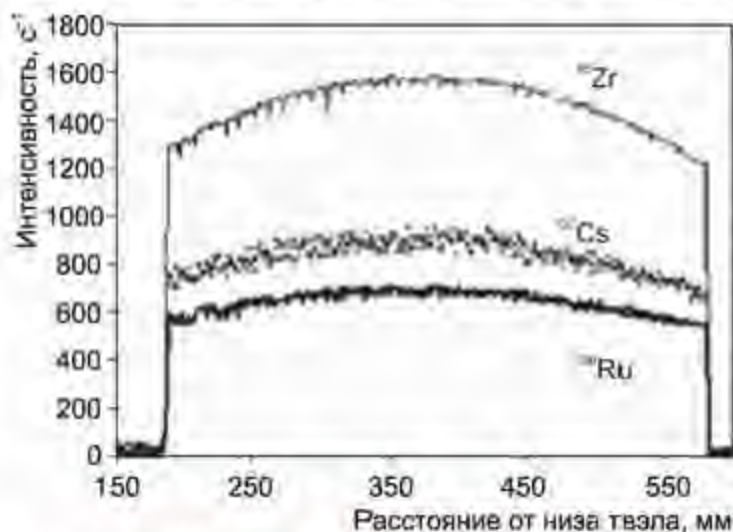
Результаты исследования твэлов после облучения показали прогрессирующее взаимодействие оболочки со свинцовым подслоем, которое характеризуется её растворением в одних частях и образованием слоя металлических отложений в других частях. Вследствие растворения толщина оболочки в отдельных местах уменьшилась примерно на 40 %.



Поперечное сечение твэла со свинцовым подслоем: общий вид (а); зоны (б, в, г, д) растворения и осаждения материала на внутренней поверхности оболочки соответственно

В настоящее время максимально достигнутое выгорание составило 5,5 % т.в., реакторные испытания приостановлены. Однако результаты, относящиеся непосредственно к топливу, характеризуют его хорошее состояние после низкотемпературного облучения.

В отличие от галиевого подслоя в свинцовом подслое вследствие менее высокой температуры топлива продукты деления не мигрировали. Например, аксиальное распределение цезия аналогично распределению выгорания, нет перемещения цезия в менее нагретые участки твэла, микроструктура топлива, исследованная методами металлографии и сканирующей электронной микроскопии, характеризуется отсутствием газовых пор и выделений вторых фаз из продуктов деления, типичных для топлива с галиевым подслоем.



Распределение интенсивности γ -излучения продуктов деления по длине твэла с нитридным топливом и свинцовым подслоем

Увеличение диаметра таблеток в результате радиационного распухания топлива при выгорании до 4,4 % т. а. составило 1–2 % от исходного значения. Увеличение длины топливного сердечника по данным γ -сканирования не зафиксировано.

ВЫВОДЫ

Средняя скорость увеличения объёма таблеток уран-плутониевого нитридного топлива в экспериментальных твэлах внутренним диаметром 6,1 мм и диаметром топливных таблеток 5,9 мм с гелиевым заполнением при облучении в реакторе БОР-60 составляет $(1,1 \pm 0,1)$ и $(1,2 \pm 0,1)$ % на 1 % выгорания при максимальной линейной мощности 41,9 и 54,5 кВт/м соответственно. Механическое взаимодействие топлива с оболочками твэлов начиналось при локальном выгорании около 5 % т.а. Значения среднего окружного напряжения в оболочках, рассчитанные по вкладу радиационной ползучести в увеличение их диаметра, составили 100 и 220 МПа соответственно.

Результаты послереакторных исследований подтверждают, что твэлы с нитридным топливом и гелиевым заполнением работоспособны до выгорания, определяемого началом взаимодействия сердечника с оболочкой. Развитие событий после наступления контакта топлива с оболочкой будет зависеть от значений напряжения в оболочке и её состояния, в частности от механических свойств и наличия концентраторов напряжения. Уровень напряжения в оболочке будет определяться соотношением скорости распухания и ползучести топлива и оболочки и ожидается более высоким в случае использования ферритомартенситной стали в качестве материала оболочки из-за меньшей склонности к радиационной ползучести и распуханию этого класса стали по сравнению с аустенитной сталью.

В твэлах с жидкометаллическим контактным слоем между топливом и оболочкой при максимальном выгорании 4,4 % т.а. микроструктура топлива характеризуется отсутствием газовых пор и выделений вторых фаз из продуктов деления. Относительное увеличение диаметра таблеток составляет 1–2 %. Эти результаты подтверждают, что снижение температуры облучаемого нитридного топлива введением жидкометаллического подслоя может быть перспективно для уменьшения и прогнозирования скорости его радиационного распухания.

Список литературы

1. Рогозкин Б. Д., Степеннова Н. М., Фёдоров Ю. Е. и др. Результаты испытания смешанного моноснитридного топлива $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ в реакторе БОР-60 до выгорания 12 % т. а. // Атомная энергия, 2011. Т. 110, вып. 6. С. 332–346.
2. Дмитриев В.Д., Поролло С.И., Воробьёв А.Н. и др. Исследование распухания и механических свойств оболочек твэлов из стали 06X16H15M2Г2ТФР после облучения в реакторе БН-600 до повреждающей дозы 87,5 сна. – Сборник докладов Международной конференции по радиационному материаловедению. – Алушта, 1990. Т. 3. С. 49–55.
3. Портных И.А., Козлов А.В., Панченко В.Л., Чернов В.М. Влияние напряжения на радиационное распухание стали X16H15M2Г2Т (ЧС-68) при высокодозном нейтронном облучении // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, 2006. Вып. 1 (66). С. 371–379.
4. Кинев Е. А., Агопьян А.В. Исследование свойств оболочек твэлов реактора БН-600. – Сборник докладов Третьей межотраслевой конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград, 1994. Т. 2. С. 90–94.

А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин,
С.В. Кузьмин, Е.Б. Мальцева

ЗАКОНОМЕРНОСТИ РАДИАЦИОННОГО РОСТА СПЛАВОВ Э-110 И Э-635

Подавляющее большинство сведений о радиационном росте отечественных сплавов циркония получено в НИИАР, поскольку здесь реализовано уникальное сочетание возможностей облучательной базы в виде высокопоточных реакторов БОР-60 и СМ-2 и материаловедческого комплекса с защитными камерами, транспортной технологией и приборами, установками для измерений размеров и структурных исследований материалов. В других научных центрах получение такой информации затруднено, так как для получения эффектов размерных изменений на образцах циркониевых сплавов необходимы высокие потоки нейтронов или весьма длительные (больше 10 лет) экспозиции образцов в соответствующих низкопоточных исследовательских реакторах.

Хотя исследователями предложено значительное число моделей, объясняющих радиационный рост циркониевых материалов, однако единое мнение о механизме этого явления до сих пор отсутствует [1, 2]. Сплавы разного состава ведут себя под облучением весьма разнообразно. В настоящей работе систематизированы и обобщены результаты многолетних исследований этого явления.

Радиационный рост связан с кристаллографической и микроструктурной анизотропией материалов. Для поликристаллических структур с зёрнами, близкими к равноосным, деформация ϵ_d радиационного роста (ДРР) в направлении продольном L, тангенциальном T_φ, радиальном R определяется из выражения [3]

$$\epsilon_d = SG_d F^n, \quad (1)$$

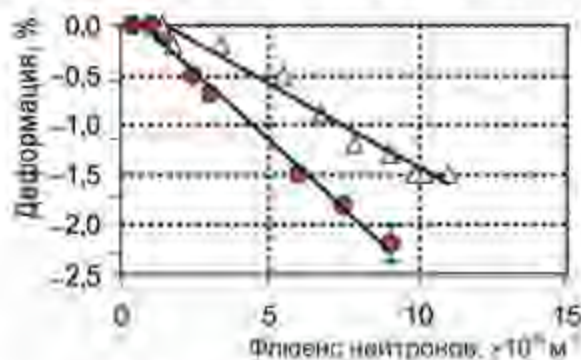
где S – структурный коэффициент, зависящий в общем случае от особенностей микроструктуры материала и температуры облучения;

G_d – текстурный фактор (индекс) роста, связанный с текстурными коэффициентами Кёрнса $f_d, f_L, f_T, f_\phi, f_R$, определяемыми рентгеноструктурными методами в направлении d соотношением $G_d = 1 - 3f_d$;

F – флюенс нейтронов;

n – показатель степени.

Радиационный рост в изобатках. Наглядным проявлением радиационного роста циркониевого сплава является произошедшее в реакторе СМ-2 значительное изменение размера трубы центрального канала из сплава Э-125, отожженной при $T = 550^\circ\text{C}$ в течение 5 ч, приведшее к сужению внутреннего проходного сечения. За 2,5 года эксплуатации центрального канала флюенс нейтронов на уровне центральной плоскости активной зоны



Зависимость ДРР трубы центрального канала реактора СМ-2, отожженной (*) и СВЧ-обработанной с последующим отпусканием (Δ) от флюенса нейтронов

достиг $9,1 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$ (попереждающая доза около 82 снв). С ростом дозы облучения наблюдали линейное уменьшение наружного диаметра. Комплексные исследования, включающие определение зависимости от флюенса нейтронов изменения плотности материала канальной трубы и объема элементарной ячейки и изменение этих характеристик от послерадиационного отжига при температуре $T = 500^\circ\text{C}$ и времени $t = 1 \text{ ч}$, показали, что изменение размера трубы из-за изменения объема материала было в десять раз меньше, чем экспериментально измеренные значения. То есть уменьшение диаметра трубы с ростом флюенса нейтронов происходило за счёт радиационного роста [4].

В этом же реакторе наблюдали удлинение полос из холоднодеформированного на 20 % сплава Э-110, составляющих каркас для бериллиевых блоков отражателя. Полосы, расположенные ближе к центру активной зоны, где флюенс нейтронов выше, удлинились сильнее, чем те, которые располагались дальше от центра активной зоны. Поскольку концы полос были закреплены, при удлинении они изогнулись, и когда прогиб достиг зазора между блоками, форма изгиба полос становилась волнистой. Удлинение полосы, в которой флюенс нейтронов на уровне центральной плоскости активной зоны достиг $5,3 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$, составило 3,8 %, а полосы, в которых флюенс нейтронов достиг $(0,5-1,2) \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$, удлинились до 1,8–2,0 %. Результаты материаловедческих исследований также подтвердили, что удлинение полос было вызвано радиационным ростом текстурированного сплава Э-110 [5].

Подавление анизотропного радиационного формоизменения можно было выполнить с помощью термообработки, которая бы уменьшила или ликвидировала текстуру базисных плоскостей в изделии из циркониевого сплава. Трубу нового центрального канала реактора СМ-2 изготовили из того же сплава, но обработали по скоростному высокочастотному (СВЧ) режиму с последующим отпуском при $T = 500 \text{ }^\circ\text{C}$ в течение 24 ч [4, 6]. Эта обработка привела к созданию в ней квазиизотропной (текстурные коэффициенты Кернса в трёх взаимно перпендикулярных направлениях почти одинаковы) мелкодисперсной структуры. Уменьшение размера в диаметральном направлении трубы с СВЧ-обработкой после облучения до флюенса нейтронов $1,1 \cdot 10^{27} \text{ м}^{-2}$ (повреждающая доза 99 сна) существенно меньше, чем в отожжённой трубе, что подтверждает представление о радиационном росте циркониевых материалов как о текстурно-зависимом процессе анизотропного перераспределения атомов материала на структурные стоки.

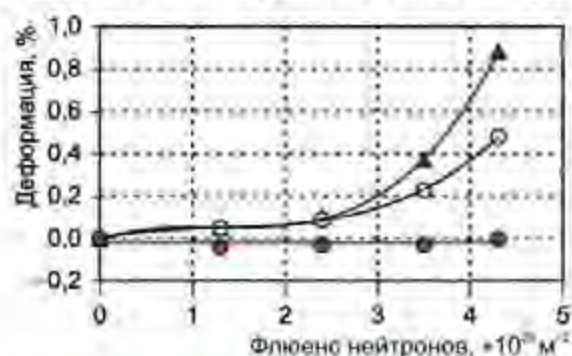
Влияние структурного состояния. Структурное состояние циркониевых материалов до облучения существенно влияет на характер зависимостей ДРР соответствующих образцов от флюенса нейтронов. Деформация радиационного роста закалённых образцов всех сплавов находится в районе нулевых значений и практически не зависит от флюенса нейтронов. Использование СВЧ-обработки для оболочечных труб из сплава Э-110 привело к почти полной ликвидации текстуры базисных полюсов и заметно снизило деформацию радиационного роста образцов при высоких значениях флюенса нейтронов по сравнению с отожжённым сплавом Э-110.

При применении гидроимпульсной обработки [7], приведшей к значительному увеличению стоков для точечных дефектов в виде повышенной плотности дислокаций (примерно 10^{11} см^{-2}), деформация радиационного роста плоских образцов из сплава Э-110 после облучения их при $T_{\text{обл}} = 320 \text{ }^\circ\text{C}$ до $F = 0,8 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$ (повреждающая доза 4,8 сна) составила нуль процентов по сравнению с деформацией радиационного роста, составляющей 0,03–0,06 % для рекристаллизованного состояния сплава.

Радиационный рост образцов из сплава Э-110 в продольном направлении при $T_{\text{обл}} = 320-350 \text{ }^\circ\text{C}$

Тип образца	Обработка	$F, \times 10^{26} \text{ м}^{-2}$	ДРР, %
Отрезок оболочечной трубы	Отжиг при $T = 580 \text{ }^\circ\text{C}$, $t = 2 \text{ ч}$		3,21
	СВЧ (закалка от $900 \text{ }^\circ\text{C}$ и отпуск при $T = 500 \text{ }^\circ\text{C}$, $t = 24 \text{ ч}$)	7,0	1,03
Плоский	Отжиг при $T = 580 \text{ }^\circ\text{C}$, $t = 2 \text{ ч}$		0,03–0,06
	Гидроимпульсная обработка	0,8	0,00

Существенное влияние на зависимость ДРР от повреждающей дозы при $T = 330\text{ }^{\circ}\text{C}$ оказывает термообработка в виде изохронного отжига в течение 10 мин в области β -фазы.



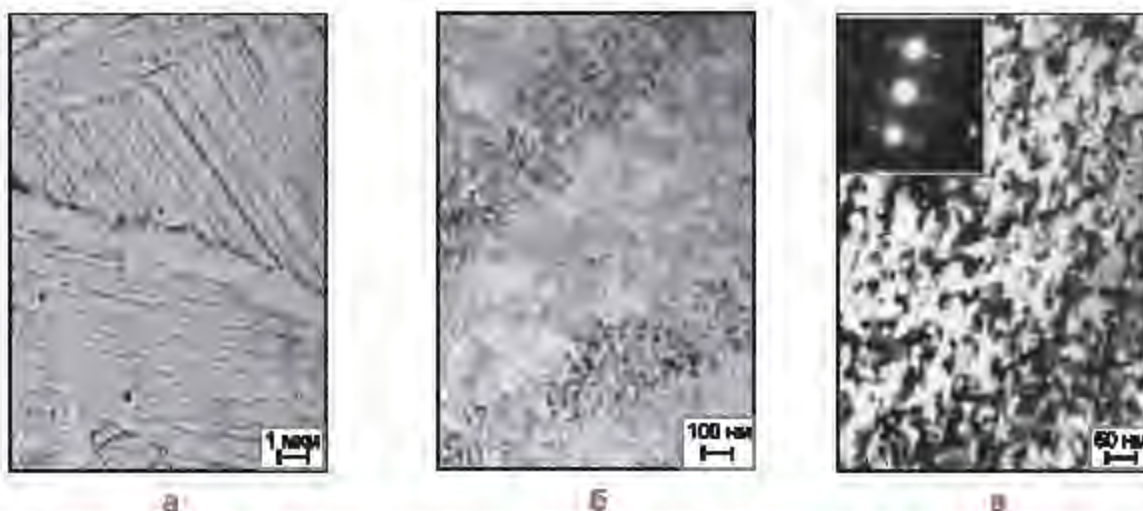
Влияние высокотемпературного отжига: 850 °C (Δ); 950 °C (\square); 1000 °C (\circ) на зависимость деформации радиационного роста образцов труб из сплава Э-110 от флюенса нейтронов.

Зависимость от флюенса нейтронов ДРР в продольном направлении оболочечных труб из сплава Э-110 заметно ослабевает с ростом температуры отжига [8].

Длина образца, отожженного при $T = 1000\text{ }^{\circ}\text{C}$, остается неизменной после облучения до $F = 4,3 \cdot 10^{28}\text{ м}^{-2}$. При понижении температуры отжига отмечается появление стадии ускоренного радиационного роста, характерной для отожженных в α -области циркониевых материалов. Разница значений ДРР облученных при $T = 330\text{ }^{\circ}\text{C}$ до $F = 4,3 \cdot 10^{28}\text{ м}^{-2}$ образцов при изменении температуры отжига от 580 до 1000 °C достигает 2 %.

Подавление радиационного роста труб из сплава Э-110, по-видимому, обусловлено формированием речной структуры материала при соответствующих значениях температуры предварительного отжига с образованием на речных границах мелкодисперсных выделений когерентного или полукogerентного вида.

Данные выделения являются эффективными стоками для того или иного типа точечных дефектов, образующихся при облучении. Наблюдаемое резкое снижение концентрации петель <a>-типа в матрице сплавов со структурой α' -Zr свидетельствует о том, что на этих стоках исчезают те точечные дефекты, из которых формируются <a>-дислокационные петли. Дислокации петель <c>-типа сформировались из точечных дефектов противоположного знака. Таким образом, наблюдаемое подавление радиационного роста труб связано с преимущественным стоком на речные границы междоузельных атомов, сопровождающимся снижением концентрации дислокаций петель <a>-типа.



Пакеты реек (а – экстракционная реплика), мелкодисперсные выделения (б) на границах реек и дислокационные петли (в) <a>-типа в фольгах с призматической ориентацией при векторе $g = [010]$ в структуре сплава Э-110, отожженного при $T = 1000\text{ }^{\circ}\text{C}$ после облучения до $F = 4,3 \cdot 10^{28}\text{ м}^{-2}$

Хаотическое распределение пакетов реек и увеличение общей площади речных границ с мелкодисперсными выделениями должно способствовать подавлению радиа-

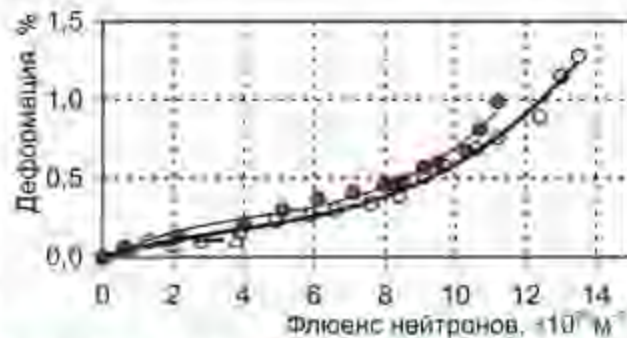
ционного роста, так как повышает изотропность зёрен сплава со структурой α' -Zr и эффективность стока точечных дефектов. Именно этим можно объяснить полное подавление радиационного роста в сплаве, отожжённом при $T = 1000$ °С, по сравнению с частичным подавлением радиационного роста при применении отжига при $T = 950$ °С.

Влияние температуры облучения и состава сплава. С ростом флюенса нейтронов в некоторых циркониевых сплавах наблюдали появление стадии ускоренного роста. Деформация радиационного роста также резко возрастала при повышении $T_{обл}$ (выше 370 °С), а разница в радиационном росте между рекристаллизованным и холоднодеформированным материалом исчезала. Замечена корреляция между наступлением стадии ускоренного роста и появлением дислокаций с $\langle c \rangle$ -компонентой вектора Бюргерса – эффективных стоков для вакансий [9].

Начало стадии ускоренного роста в сплавах циркония в рекристаллизованном состоянии зависит от $T_{обл}$ и состава сплава. Так, с ростом температуры примерно от 350 до 420 °С пороговая повреждающая доза, выше которой происходит ускоренный рост образцов, повышается примерно от 15 до 30 сна, а скорость прироста деформации примерно в 1,5 раза выше, чем при меньшей $T_{обл}$ [10]. В температурной же области 320–360 °С влияния температуры на радиационный рост образцов не обнаружено. В сплаве Э-635 стадия ускоренного роста наступает в отожжённых образцах при повреждающей дозе примерно 45 сна, причём скорость удлинения образцов на этой стадии меньше, чем в сплавах Э-110, Э-125 и Циркалой-2.

Изменения размеров сплава Э-635 имеют свои особенности по сравнению со сплавом Э-110 [11]. Деформация оболочечных труб из сплава Э-635 при малых значениях дозы, как правило, выше, чем деформация аналогичных труб из сплава Э-110, однако с ростом повреждающей дозы скорость прироста деформации, наоборот, существенно ниже. В образцах, вырезанных из труб диаметром 88×4 мм, в состоянии 40 %-й холодной деформации стадия ускоренного роста не наблюдалась вплоть до достигнутой повреждающей дозы облучения примерно 48 сна. При повышении температуры облучения примерно от 340 до 420 °С деформация радиационного роста в продольном направлении оболочечных труб в области повреждающей дозы 45–56 сна снижается с 0,7–1,1 до 0,4–0,5 % [10]. То есть и в этом случае при высокодозном облучении стадия ускоренного роста не наступает.

Анизотропия деформации радиационного роста циркониевых материалов проявляется вследствие асимметричного перераспределения атомов и выражается соотношением (1), которое в общем правильно описывает процесс радиационного формоизменения образцов из циркониевых сплавов – удлинение при положительных значениях текстурного фактора G_d , укорочение – при отрицательных значениях и отсутствие ДРР при изотропной текстуре ($G_d = 0$). Наблюдается увеличение длины и соответствующее уменьшение диаметра отрезков труб или сокращение длины стержневых образцов, вырезанных в тангенциальном направлении канальных труб. Однако результаты сопоставления численных значений деформации радиационного роста и текстурных коэффициентов показывают, что во многих случаях $\varepsilon_r/\varepsilon_t \neq 1-3f_d/1-3f_t$. Таким образом, существенный



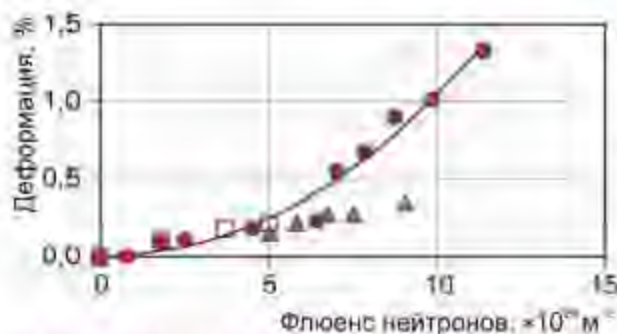
Зависимость ДРР модельных образцов из сплава Э-635 от флюенса нейтронов при $T_{обл}$ примерно 320 °С: трубки – частично отожжённых при $T = 525$ °С (*), отожжённых при $T = 520$ °С (o); пластины, отожжённой при $T = 600$ °С (Δ)

вклад в изменение анизотропии деформации радиационного роста вносят особенности радиационного повреждения структуры каждого из исследованных сплавов. Кроме того, наличие стадии ускоренного роста при достигнутых значениях повреждающей дозы в некоторых сплавах указывает на то, что структурный коэффициент S в общем случае меняется с повреждающей дозой.

Влияние послерадиационного отжига. Послерадиационный отжиг приводит к незначительному изменению размеров образцов по сравнению с изменениями, полученными в результате радиационного роста, что показано на примере циркония и сплавов Э-125 и Э-635 [11]. Эти изменения для большинства исследованных материалов соответствуют сокращению длины образцов (отрицательный знак деформации). Наибольшее сокращение длины наблюдалось в образце из сплава Э-635. В бинарном сплаве Zr-Nb послерадиационный отжиг привёл к небольшому увеличению длины образца.

Изменение длины облучённых отожжённых образцов из сплава Э-635 в сравнении с другими циркониевыми материалами в результате послерадиационного отжига в течение одного часа

Материал	$F_i \times 10^{28} \text{ м}^{-2}$	ДРР, %	Температура отжига, °С	Изменение длины, %
Zr	8,8	4,23	450	-0,01
		3,69	500	-0,01
Э-125	8,8	1,93	550	0,02
Э-635	5,0	0,22	550	-0,06



Зависимость деформации радиационного роста образца труб из сплава Э-635 от флюенса нейтронов: отжиг при $T = 550 \text{ °C}$ после облучения до флюенса нейтронов $5 \cdot 10^{28} \text{ м}^{-2}$ (\blacktriangle); без послерадиационного отжига (\square)

Показана зависимость ДРР от флюенса нейтронов образца из сплава Э-635 в продольном направлении, подвергнутого на промежуточном этапе облучения при $T = 330\text{--}360 \text{ °C}$ отжигу [12].

Прирост деформации радиационного роста после отжига изменяется с ростом флюенса нейтронов практически так же, как и в необлучённом образце, то есть вновь появляется эквивалентная по продолжительности стадия инкубационного периода, за которой следует стадия резкого увеличения скорости радиационного роста. Резкое (но значительно слабее, чем в сплаве Э-110) повышение скорости радиационного роста в этом сплаве без проведения послерадиационной обработки наблюдается лишь при достижении $F > 7 \cdot 10^{28} \text{ м}^{-2}$.

радиационного роста в этом сплаве без проведения послерадиационной обработки наблюдается лишь при достижении $F > 7 \cdot 10^{28} \text{ м}^{-2}$.

При проведении послерадиационного отжига с ростом температуры отжига увеличивается размер частиц (β -Nb)-фазы и доля ниобия в них, приближая их по составу к соответствующим частицам в необлучённых образцах, а концентрация этих частиц незначительно уменьшается. Междисперсная пластинчатая фаза в образцах, подвергнутых послерадиационному отжигу, сохраняется. Послерадиационный отжиг приводит также к росту, исчезновению и взаимодействию дислокационных петель, в результате которого при температуре отжига 450 °C образуется дислокационная сетка, которая состоит лишь из дислокаций петель <a>-типа, а дислокации и петли <c>-типа не обнаружены.

ВЫВОДЫ

1. Полученные зависимости деформации радиационного роста образцов из сплавов Э-110 и Э-635, моделирующих материалы изделий активных зон водоохлаждаемых ядерных реакторов (оболочек твэлов, элементов каркаса ТВС), от флюенса нейтронов в широком диапазоне, вплоть до высоких значений ($1,1 \cdot 10^{27} \text{ м}^{-2}$), представляют собой данные для расчётов радиационного формоизменения этих изделий с минимальным консерватизмом.

2. Сплавы Э-110 и Э-635 в рекристаллизованном состоянии характеризуются наличием стадии ускоренного роста, которая наступает при температуре облучения примерно $350 \text{ }^\circ\text{C}$ в бинарном сплаве при флюенсе нейтронов $(2-3)10^{26} \text{ м}^{-2}$, а в многокомпонентном – при флюенсе примерно $7 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$. Наступление стадии ускоренного роста сопровождается интенсивным образованием в структуре циркониевых материалов дислокаций <с>-типа.

3. С ростом температуры облучения оболочечных труб сплавов Э-110 и Э-635 примерно от 350 до $420 \text{ }^\circ\text{C}$ увеличивается инкубационный период до начала стадии ускоренного роста и скорость прироста деформации на этой стадии.

4. Анизотропия изменения размеров изделий из сплавов циркония под действием высокодозного облучения соответствует соотношению их текстурных коэффициентов роста.

5. Экспериментально доказаны следующие способы снижения радиационного роста сплавов циркония:

- выбор легирующего состава, соответствующего сплаву Э-635, обеспечивающего высокое сопротивление радиационному росту при разных видах обработки (при закалке, холодной деформации, полной или частичной рекристаллизации);

- создание квазиизотропной мелкозернистой структуры с помощью СВЧ-обработки, способствующей рекомбинации точечных дефектов на симметричных стоках;

- гидроимпульсная обработка, приводящая к формированию измельчённой структуры с повышенной концентрацией дефектов, благоприятной для рекомбинации точечных дефектов в процессе облучения;

- отжиг рекристаллизованных труб в β -области, формирующий структуру, благоприятную для преимущественного стока междоузельных атомов на реечные границы, декорированные мелкодисперсными пластинчатыми выделениями (β -Nb)-когерентного или полуккогерентного типа;

- послерадиационный отжиг при температуре $550 \text{ }^\circ\text{C}$ в течение 1 ч в промежутке между стадиями облучения для продления инкубационного периода до наступления стадии ускоренного роста

Список литературы

1. Holt R.A. Mechanisms of Irradiation Growth of Alfa-zirconium Alloys // J. Nucl. Mater., 1988. V. 159. P. 310–338.
2. Adamson R.B. Effects of Neutron Irradiation on Microstructure and Properties of Zircaloy. – Twelfth International Symposium «Zirconium in the Nuclear Industry». – PA: West Conshohocken, 2000. P. 15–31.
3. Holt R.A. and Ibrahim E.F. Factors Affecting the Anisotropy of Irradiation Creep and Growth of Zirconium Alloys // Acta Metall., 1978. V. 126, № 8. P. 1319–1328.
4. Кобылянский Г.П., Новосёлов А.Е. Радиационная стойкость циркония и сплавов на его основе: справочные материалы по реакторному материаловедению // под ред. В.А. Цыканова. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996. – 175 с.

5. Цыканов В.А., Давыдов Е.Ф., Кобылянский Г.П. и др. Изменение размеров изделий из циркониевых сплавов, облучённых в реакторе СМ-2 до большого флюенса нейтронов // Атомная энергия, 1983. Т. 55, вып. 4. С. 211–214.
6. Зеленский В.Ф., Стукалов А.И., Кобылянский Г.П. и др. Скоростная высокочастотная термообработка и радиационный рост циркониевых сплавов – Труды международной конференции по радиационному материаловедению, Алушта, 22–25 мая 1990 г. – Харьков, 1990. Т. 4. С. 55–63.
7. Пат. № 2410775 Российская Федерация, МПК⁷ G 21 C 2100. Способ подготовки материалов и изделий к использованию в нейтронных полях / В.М. Косенков, Д.А. Корнилов, Г.П. Кобылянский, П.П. Силантьев // Бюл., 2011. № 3.
8. Кобылянский Г.П., Островский З.Е., Обухов А.В. Радиационное формоизменение и микроструктура предварительно отожжённого при высоких температурах сплава Zr-1%Nb после высокодозного облучения // Сборник трудов НИИАР, 2004. Вып. 4. С. 15–28.
9. Holt R.A. and Gilbert R.W. «c» Component Dislocations in Annealed Zircaloy Irradiated at about 570 K // J. Nucl. Mater., 1986. V. 137. P. 185–189.
10. Shamardin V.K., Kobylyansky G.P., Kosenkov V.M. Irradiation Growth of Zirconium alloys at High Neutron Fluences. – 19th International Symposium «Effects of Radiation on Materials», 2000. P. 1159–1175.
11. Kobylyansky G.P., Novoselov A.E., Obuhov A.V. et al. Radiation Damage of E635 Alloy Under High Dose Irradiation in the VVER-1000 and BOR-60 Reactors. – 16th International Symposium «Zirconium in the Nuclear Industry», 2011. V. 8, № 1. P 827–849.
12. Кобылянский Г.П., Шамардин В.К. Влияние особенностей предварительного облучения и послерадиационного отжига на радиационный рост циркониевых материалов // Физика металлов и металловедение, 1999. Т. 88, № 5. С. 95–99.

Г.П. Кобылянский

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И КОРРОЗИОННОЕ ПОВЕДЕНИЕ СПЛАВОВ Э-110 И Э-635 ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ ВЫСОКОДОЗНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Циркониевые сплавы широко используются в качестве конструкционных материалов изделий активных зон водоохлаждаемых ядерных энергетических установок, которые эксплуатируются в жёстких условиях воздействия облучения, высокой температуры, тепловых и механических нагрузок, теплоносителя и других неблагоприятных факторов. Стойкость к этим воздействиям в значительной степени определяет работоспособность активной зоны в целом. Для расчёта напряжённо-деформированного состояния конструкций из циркониевых сплавов необходимы знания об их механических свойствах при кратковременном нагружении, сопротивлении деформированию при разных видах длительного механического нагружения и коррозии. Получение таких основополагающих сведений (обобщённых в настоящей работе) об этих материалах при высокодозном облучении может не только повлиять на изменение регламентированных режимов работы ЯЭУ, но и в совокупности с другими аспектами реакторостроения инициировать работы по оптимизации технологии производства и конструкций активных зон реакторов.

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СПЛАВОВ Э-110 И Э-635 ПРИ КРАТКОВРЕМЕННЫХ ИСПЫТАНИЯХ

Статистический анализ результатов испытаний кольцевых образцов, вырезанных из циркониевых труб и оболочек твэлов из сплавов Э-110 и Э-635 [1, 2], позволил выделить из них те образцы, которым межведомственной комиссией по аттестации справочных данных в различных тематических направлениях атомной науки и технологии присвоен статус рекомендованных справочных данных. В одну выборку были объединены результаты испытаний кольцевых образцов, облучённых в исследовательских реакторах и вырезанных из оболочек твэлов, отработавших в реакторах ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Такое объединение проведено при допущении слабого влияния коррозионных процессов на механические свойства при указанных условиях облучения:

f – плотность потока нейтронов, F – флюенс нейтронов, D – повреждающая доза, $T_{\text{обл}}$ – температура облучения, $T_{\text{исп}}$ – температура испытания, σ_b – предел прочности, $\sigma_{0,2}$ – условный предел текучести, $\tau_{\text{обл}}$ – время облучения, δ_o – общее относительное удлинение, δ_p – равномерное относительное удлинение.

Рекомендованные справочные данные по механическим свойствам кольцевых образцов из сплавов Э-110 и Э-635 для использования в расчётах конструкций ТВС реакторов ВВЭР и РБМК

Тип реактора	Условия облучения	Сплав	$T_{\text{исп}}, ^\circ\text{C}$	$\sigma_b, \text{МПа}$	$\sigma_{0,2}, \text{МПа}$	$\delta_o, \%$	$\delta_p, \%$
ВВЭР	$f = (0,5-6,7)10^{18} \text{ м}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ $F = (0,3-2,5)10^{26} \text{ м}^{-2}$ ($D = 2,3-18,8$ сна) $T_{\text{обл}} = 330-360 ^\circ\text{C}$	Э-110	20	567 ± 6	506 ± 7	15 ± 1	$4,9 \pm 0,2$
			350	352 ± 6	320 ± 6	20 ± 1	$4,5 \pm 0,2$
РБМК	$f = (0,3-1,0)10^{18} \text{ м}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ $F = (0,1-1,0)10^{26} \text{ м}^{-2}$ ($D = 1,0-7,5$ сна) $T_{\text{обл}} = 305-325 ^\circ\text{C}$	Э-110	20	547 ± 18	500 ± 15	$1,6 \pm 1,0$	$3,9 \pm 0,2$
			350	371 ± 12	333 ± 12	$15,2 \pm 1,0$	$4,2 \pm 0,2$
		Э-635	20	711 ± 21	667 ± 18	$5,6 \pm 0,5$	$3,6 \pm 0,2$
			350	510 ± 20	485 ± 21	$8,3 \pm 1,0$	$2,9 \pm 0,3$

Основные изменения прочностных и пластических характеристик сплавов циркония происходят на начальной стадии облучения. При флюенсе нейтронов больше 10^{24} м^{-2} эти изменения практически прекращаются. Но наблюдаемый значительный разброс результатов при высоких значениях повреждающей дозы указывает на возможное влияние на них других факторов облучения, например f , $T_{\text{обл}}$, время $\tau_{\text{обл}}$ облучения и т.д.

Были проведены эксперименты по облучению разных серий кольцевых образцов из сплавов Э-110 и Э-635 в реакторах БОР-60, СМ и РБТ-6 при параметрах

$$F = 2,1 \cdot 10^{24} - 3,8 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2};$$

$$\tau_{\text{обл}} = 3,5 \cdot 10^6 - 6,8 \cdot 10^7 \text{ с};$$

$$\bar{f} = 1,0 \cdot 10^{17} - 8,8 \cdot 10^{18} \text{ м}^{-2}\cdot\text{с}^{-1} \text{ (средняя плотность потока нейтронов за время облучения);}$$

$$\bar{T}_{\text{обл}} = 573 - 673 \text{ К (средняя температура за время облучения);}$$

$$T_{\text{исп}} = 293 - 823 \text{ К.}$$

При облучении до высоких значений F (отличающихся более чем в сто раз) сплавов Э-110 и Э-635 флюенс нейтронов не оказывал статистически значимого влияния (при доверительной вероятности 95 %) на характеристики σ_b и $\sigma_{0,2}$. В порядке убывания коэффициента корреляции от исследуемых факторов для сплава Э-110 в соотношении

$$\sigma_{0,2} = (619 \pm 38) - (0,58 \pm 0,06)T_{\text{исп}} + (6,0 \pm 3,3) \bar{f} \cdot 10^{-10} \quad (1)$$

первым значащим фактором является $T_{\text{исп}}$, а вторым – \bar{f} .

Для оболочек твэлов из сплава Э-635 регрессионное соотношение имеет следующий вид:

$$\sigma_{0,2} = (713 \pm 117) - (0,58 \pm 0,18)T_{\text{исп}} + (19,2 \pm 10,4) \bar{f} \cdot 10^{-10}. \quad (2)$$

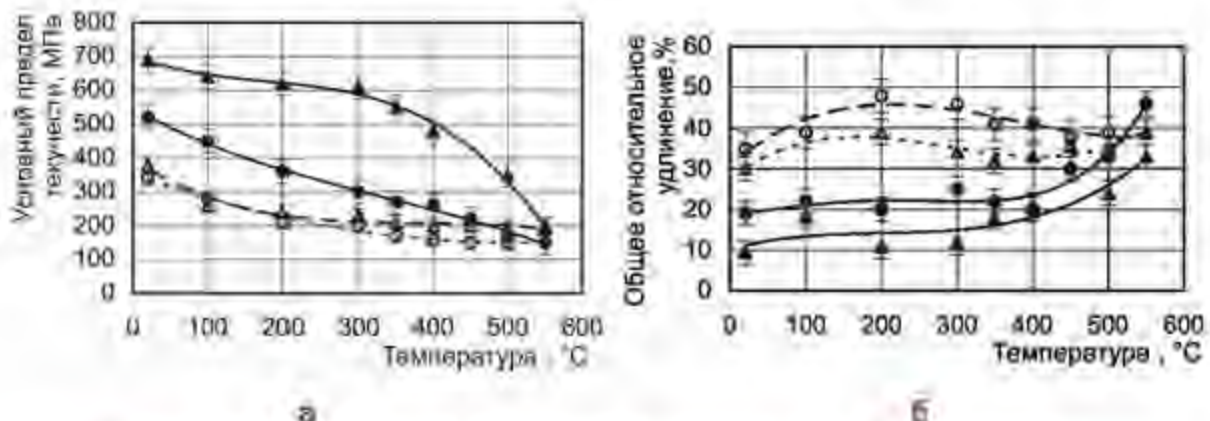
Более высокие значения свободного члена и коэффициента при \bar{f} в сплаве Э-635 свидетельствуют о его большей склонности к радиационному упрочнению.

Принимая во внимание изменчивость \bar{f} и $T_{\text{обл}}$ в процессе облучения, было проверено влияние изменения параметров облучения: плотности потока нейтронов в конце облучения f_k и температуры на образцах в конце облучения $T_{\text{обл},k}$ на условный предел текучести на заключительной стадии реакторных испытаний по сравнению с влиянием средних значений этих параметров за время облучения. В этом случае зависимость $\sigma_{0,2}$ оболочечных труб из сплава Э-110 от параметров облучения и испытания хорошо описывается моделью накопления и отжига дефектов по реакции первого порядка с энергией активации термического распада дефектов, равной энергии самодиффузии циркония:

$$\sigma_{0,2} = (241 \pm 18) + (108 \pm 14)(1000/T_{\text{исп}} - 1000/623) + (0,92 \pm 0,31)f_k 10^{-18} \times \\ \times \exp(Q/kT_{\text{обл},k} - 0,0382 \cdot 10^9 \exp(-Q/kT_{\text{исп}})), \quad (3)$$

где Q – энергия самодиффузии циркония, равная 0,956 эВ; k – коэффициент Больцмана.

Для кольцевых образцов приведена зависимость условного предела текучести и общего относительного удлинения от температуры испытаний [1] до и после облучения в реакторе БОР-60 при $T_{\text{обл}} = 330\text{--}350$ °С до $F = (3,5\text{--}3,8)10^{23}$ м⁻².

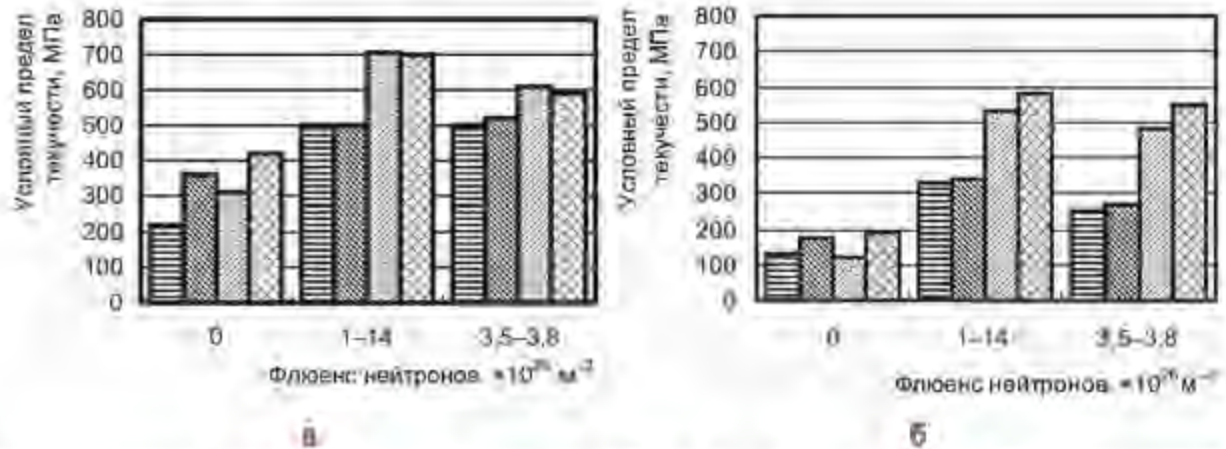


Зависимость $\sigma_{0,2}$ (а) и δ_0 (б) кольцевых образцов от $T_{\text{исп}}$ до и после облучения для сплавов: Э-635 – облучённого (\blacktriangle); Э-110 – облучённого (\bullet); Э-635 – необлучённого (\triangle); Э-110 – необлучённого (\circ)

При $T_{\text{исп}} = 550$ °С эти свойства ($\sigma_{0,2}$ и δ_0) становятся одинаковыми для облучённых и необлучённых образцов. Снижение условного предела текучести в облучённом сплаве Э-635 с ростом $T_{\text{исп}}$ примерно до 350 °С происходит слабее, чем в сплаве Э-110. Значения общего относительного удлинения выше в сплаве Э-110 и изменяются слабо с ростом температуры испытаний.

До облучения условный предел текучести в трубах из сплавов Э-110 и Э-635 в поперечном направлении выше, чем в продольном направлении [1, 3]. После облу-

чения до высоких значений флюенса нейтронов $\sigma_{0,2}$ увеличивается, становясь практически одинаковым для продольных и поперечных образцов.



Зависимость условного предела текучести образцов, вырезанных из оболочечных труб сплавов Э-110 и Э-635 от флюенса нейтронов при $T_{обл} = 20$ °C (а) и 350 °C (б):

- ▨ – Э110, продольное направление; ▤ – Э110, поперечное направление;
- ▩ – Э635, продольное направление; ▦ – Э635, поперечное направление

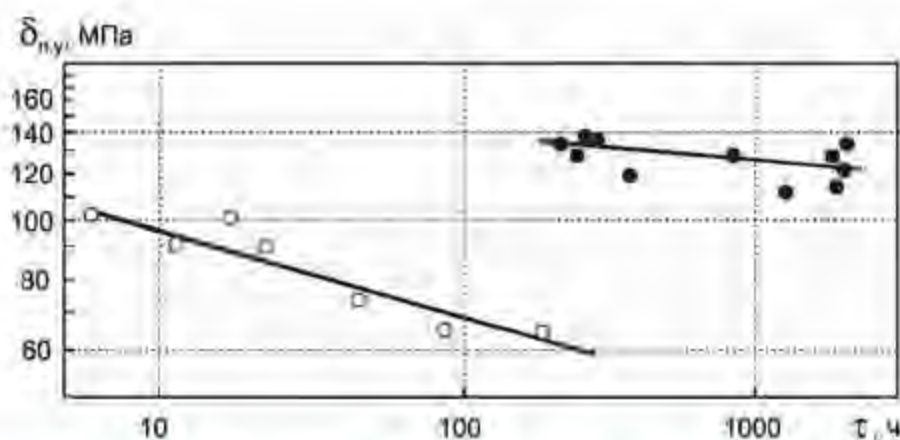
В сплаве Э-635 условный предел текучести значительно выше, чем в сплаве Э-110, особенно при $T_{обл} = 350$ °C. Продольная ось трубы совпадает с направлением скольжения, а в тангенциальном направлении плоскостей скольжения существенно меньше из-за текстуры, поэтому указанный эффект, по-видимому, связан с блокированием радиационными дефектами скольжения по базисным плоскостям.

Послерadiационный отжиг приводит к возврату механических свойств из-за отжига радиационных дефектов. Возврат свойств начинается при температуре отжига выше температуры облучения, равной примерно 350 °C, и заканчивается при $T_{отж} = 550$ °C. Такое изменение механических характеристик при повышении температуры отжига хорошо согласуется с соответствующей зависимостью их от температуры испытаний.

СОПРОТИВЛЕНИЕ ДЕФОРМИРОВАНИЮ ПРИ ДЛИТЕЛЬНОМ МЕХАНИЧЕСКОМ НАГРУЖЕНИИ

Устойчивость оболочек твэлов к давлению теплоносителя в реакторах ВВЭР обеспечивается введением под оболочку гелия, создающего противодействие. В реакторах СМ-2 и РБТ-6 были проведены эксперименты по определению длительной устойчивости оболочек из сплавов Э-110 и Э-635 к наружному давлению при $T_{обл} = 400$ °C и $f = (1,4-4,8) \cdot 10^{17} \text{ м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ [1, 4]. При давлении газа 16 МПа (тангенциальное напряжение $\sigma_t = 100$ МПа), характерном для давления теплоносителя в реакторе ВВЭР-1000, оболочки из сплава Э-110 теряли устойчивость в первые часы испытаний.

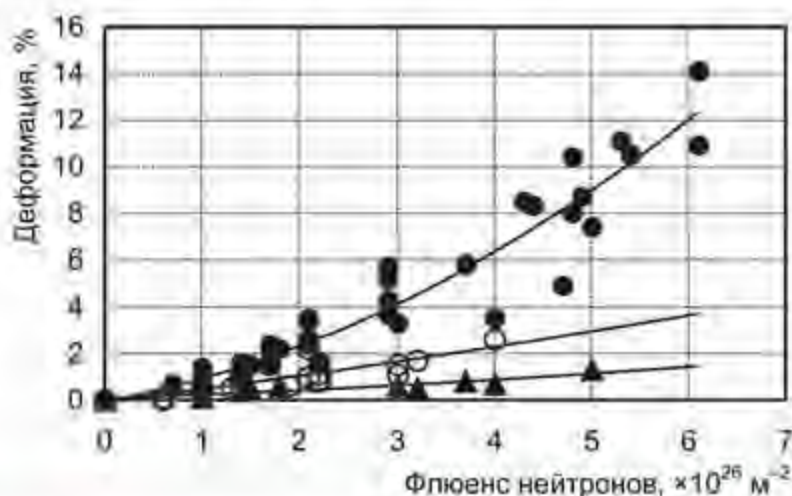
Оболочки из сплава Э-635 имеют существенно более высокую устойчивость к наружному давлению – они способны противостоять давлению теплоносителя в реакторе ВВЭР-1000 даже в отсутствие противодействия. При одинаковых значениях напряжения время до потери устойчивости образцов из сплава Э-635 существенно больше, чем образцов из сплава Э-110. С уменьшением напряжения разница во времени до потери устойчивости (долговечности) в этих сплавах возрастает.



Временная зависимость напряжения потери устойчивости $\delta_{п.у.}$ твэльных труб из сплавов Э-110 (□) и Э-635 (●) от наружного давления.

Более прочные образцы из сплава Э-635 имеют и более высокие сопротивление развитию овальности и снижению среднего диаметра.

Сопротивление деформированию газонаполненных образцов из сплавов Э-110 и Э-635 наиболее подробно изучено в экспериментах на реакторе БОР-60 при $T_{опл}$ примерно 330–350 °С, $\sigma_0 = 85–130$ МПа, $F = (0,02–3,8)10^{26}$ м⁻², $\tau \approx 2000–19000$ ч [1]. Для этих диапазонов параметров приведены зависимости деформации трубчатых образцов в поперечном направлении от флюенса нейтронов, разделённые условно на группы по значениям тангенциального напряжения.



Зависимость деформации газонаполненных оболочечных труб из сплавов: Э-110, $\sigma_0 = 85–95$ МПа (□); Э-635, $\sigma_0 = 100–130$ МПа (●); Э-635, $\sigma_0 = 95–120$ МПа (▲) от флюенса нейтронов.

При наличии значительного разброса значений деформации, обусловленного, по-видимому, различными значениями $T_{опл}$ и некоторой нестабильностью свойств образцов, прирост деформации с ростом флюенса нейтронов выше в образцах с более высокими значениями тангенциального напряжения. Заметный прирост деформации, которая достигает баз потери герметичности примерно 14 %, наблюдается при $F > 2 \cdot 10^{25}$ м⁻².

Зависимость диаметральной деформации отожжённых при $T_{отж} = 580^\circ\text{C}$ в течение 3 ч газонаполненных трубчатых образцов из сплавов Э-110 и Э-635 от флюенса нейтронов хорошо аппроксимируется линейным законом для конкретных значений температуры ($T_{обл} = 330^\circ\text{C}$) и тангенциального напряжения ($\sigma_0 = 130\text{ МПа}$).

Для более прочного сплава Э-635 деформация ниже, чем для сплава Э-110. Так, при сопоставимых с оболочками из сплава Э-110 значениях σ_0 и F деформация ползучести в этом сплаве в 5–6 раз ниже и для более широкого диапазона температуры облучения.

Сплав Э-635 имеет высокое сопротивление ползучести для широкого диапазона параметров F , f , σ_0 и T [1]. В обобщённом виде в первом приближении скорость $\dot{\epsilon}$ деформирования сплава Э-635 хорошо описывается эмпирическим соотношением

$$\dot{\epsilon} = \sigma_0 \tau \exp(-9600/T) (0,1/\sigma_{0,2}^{10} + 2,3 \cdot 10^{-20} f \sigma_{0,2}^{10}), \quad (4)$$

где σ_0 , τ , T , f выражаются в единицах МПа, с, К, $\text{м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ соответственно;

$\sigma_{0,2}^{необл}$ и $\sigma_{0,2}^{обл}$ – предел текучести сплава Э-635 необлучённого и облучённого до флюенса нейтронов $f \cdot \tau$ при температуре T .

Увеличение диаметра газонаполненных трубчатых образцов сопровождается соответствующим сокращением их длины, хотя напряжение в продольном направлении таких образцов в два раза меньше, чем в тангенциальном направлении. Темп прироста диаметральной деформации трубчатых образцов из сплава Э-110 примерно в шесть раз выше, чем темп сокращения длины.

Отжиг сплава Э-110 при высоких значениях температуры приводит к эффекту снижения деформации газонаполненных образцов [5].

Влияние предварительного отжига оболочечных труб на деформацию газонаполненных трубчатых образцов из сплава Э-110

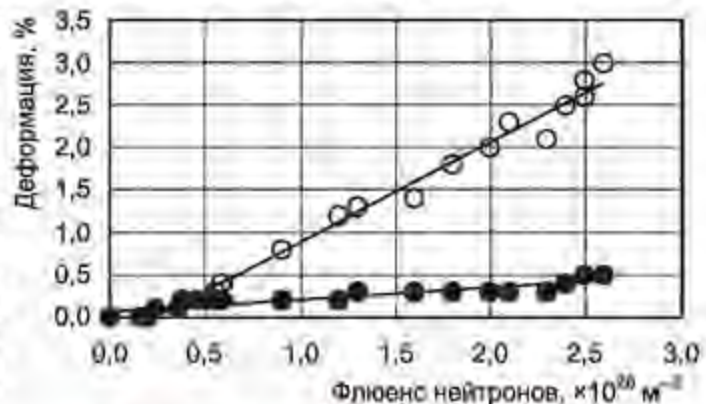
Режим отжига		Направление измерения	Деформация, %		
$T_{отж}, ^\circ\text{C}$	$\tau, \text{мин}$				
580	180	Поперечное	0,55	1,11	2,10
		Продольное	-	-0,36	-1,19
860	10	Поперечное	0,28	0,59	1,22
		Продольное	-	-0,18	-0,98
960	10	Поперечное	0,29	0,50	1,06
		Продольное	-	-0,02	-0,83
1000	10	Поперечное	0,34	0,64	1,03
		Продольное	-	0,02	-0,49
1000	60	Поперечное	0,22	0,44	0,83
		Продольное	-	0,05	-0,41

Примечание. Значения деформации приводятся:

при $F = 0,8 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$, $\tau = 2420 \text{ ч}$ – в четвёртой графе;

при $F = 1,5 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$, $\tau = 4820 \text{ ч}$ – в пятой графе;

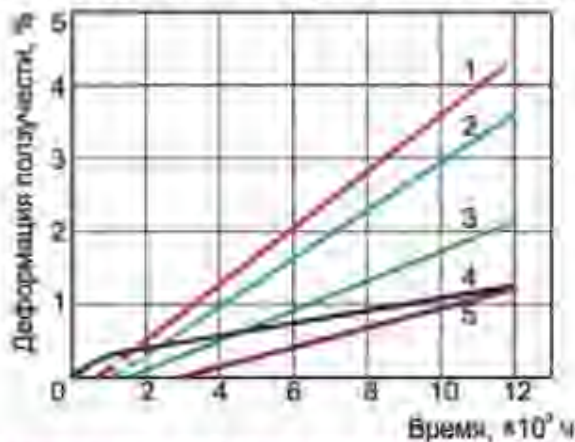
при $F = 1,8 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$, $\tau = 7720 \text{ ч}$ – в шестой графе.



Зависимость деформации отожжённых трубчатых образцов из сплавов Э-110 (○) и Э-635 (■) от флюенса нейтронов в реакторе БОР-60

При максимальном достигнутом в эксперименте флюэнсе нейтронов анизотропия деформации максимальная, а с ростом $T_{отж}$ (и времени отжига при $T_{отж} = 1000\text{ }^{\circ}\text{C}$) наблюдается монотонное снижение деформации образцов.

Заметный рост деформации образцов начинается лишь после облучения до некоторого порогового значения F , что свидетельствует о наличии инкубационного периода до начала радиационно-индуцированного деформирования. На ранней стадии облучения



Зависимость деформации в диаметральной направленности отожжённых трубчатых образцов из сплава Э-110 от времени испытания в реакторе БОР-60 при $\sigma_0 = 130\text{ МПа}$, $T_{отж} = 330\text{ }^{\circ}\text{C}$ и плотности потока нейтронов, $\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$: $1 \cdot 10^{18}$ (1); $6 \cdot 10^{18}$ (2); $5 \cdot 10^{18}$ (3); 0 (4); $3 \cdot 10^{18}$ (5)

радиационные дефекты упрочняют материал и подавляют в нём процессы термической ползучести. Продолжительность стадии инкубационного периода в первом приближении обратно пропорциональна f и σ_0 . В экспериментах без облучения сплава Э-110 скорость термической ползучести с течением времени испытания монотонно снижается, переходя постепенно на установившуюся стадию [1], а деформация ползучести за время, равное инкубационному периоду в экспериментах с облучением, становится выше, чем в облучённых образцах.

Снижение термической ползучести сплава Э-110 за счёт радиационного упрочнения подтверждается также

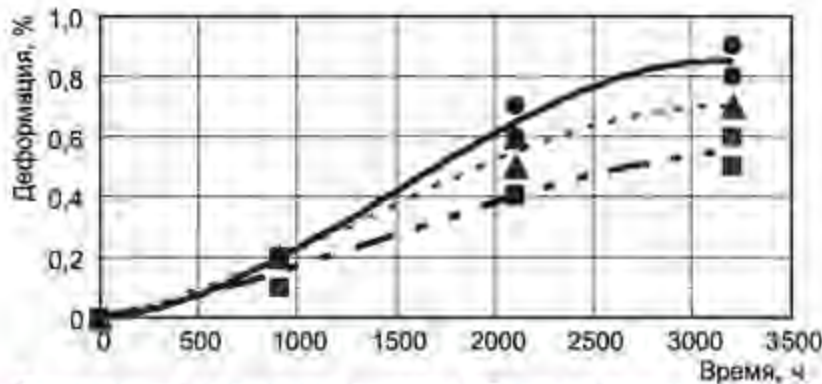
данными по ползучести в продольном направлении исходных и предварительно облучённых в реакторе БОР-60 при температуре $350\text{ }^{\circ}\text{C}$ до $F = 1,4 \cdot 10^{26}\text{ м}^{-2}$ сегментных образцов из оболочечных труб. Скорость ползучести предварительно облучённых образцов на установившейся стадии в три и пять раз ниже по сравнению с исходными для напряжений значениями 100 и 150 МПа соответственно [1].

Для получения исчерпывающих сведений о характеристиках длительной прочности в широком диапазоне температуры и напряжения применяют ускоренные методы испытаний и так называемые параметрические способы оценки длительной прочности с помощью известных из литературы параметрических зависимостей. Результаты исследований длительной прочности необлучённых и облучённых в реакторе БОР-60 газонаполненных трубчатых образцов и аналогичных образцов, изготовленных из отработавших твэлов ВВЭР, наиболее адекватно описывают зависимости Ларсона и Миллера, в которых, как и для большинства материалов, константа $C = 20$ [6]. Если для необлучённых и облучённых в реакторе БОР-60 трубчатых образцов параметрическая зависимость описывается выражением $\lg \sigma = -0,0002 P + 6,1941$, где параметр $P = T(20 + \lg t)$, то для оболочек твэлов, отработавших в реакторе ВВЭР-1000 до выгорания (29–40) МВт·сут/кгU, она имеет вид $\lg \sigma = -0,0001 P + 4,2465$. То есть при одинаковых значениях напряжения в области рабочей температуры оболочки отработавших твэлов разрушаются быстрее, чем трубчатые образцы со структурой, повреждённой только радиацией. Это связано, по-видимому, с наличием хрупкого слоя, образовавшегося на внутренней поверхности оболочки твэла в результате её взаимодействия с топливом.

Уголки жёсткого каркаса и направляющего канала в составе сборок ВВЭР-1000 типа ТВСА, механически взаимодействуя через дистанционирующие решётки с твэлами, из-за разности деформации радиационного формоизменения находятся в разных условиях механического нагружения: первые – при растягивающем осевом напряжении, а вторые – при сжимающем. Влияние облучения на кинетику деформирования материала уголков каркаса ТВСА хорошо видно из сравнения результатов эксперимента

по радиационному испытанию при температуре 320 °С плоских образцов сплава Э-635 в облучательном устройстве БОР-60 с применением растягивающей нагрузки (с помощью пружин) и результатов испытания аналогичных образцов на термическую ползучесть [7, 8].

При радиационных испытаниях (при $T_{обл} = 315\text{--}319$ °С и $f = (0,4\text{--}1,6)10^{18}\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$) образцов средняя скорость деформирования за 3200 ч примерно в десять раз выше, чем образцов без облучения. Из-за того, что растягивающая нагрузка в процессе радиационных испытаний на образцы снижалась (примерно на 20 %) за счёт релаксации напряжения под облучением в пружинах и из-за изменений размеров самих образцов в замкнутой системе нагружения, кинетика деформирования образцов изменялась по затухающему закону. Если сравнение проводить при одинаковых значениях постоянного напряжения, то влияние облучения на деформацию образцов будет еще сильнее.



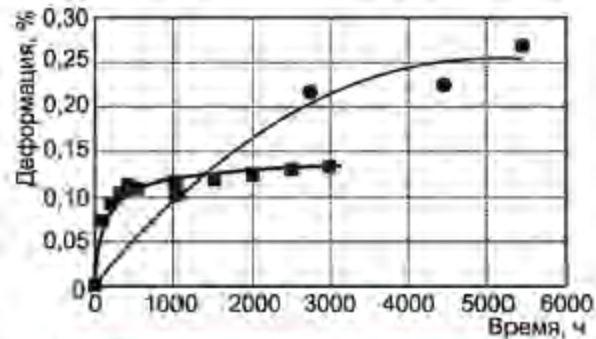
Зависимость удлинения плоских образцов из сплава Э-635 при нагружении их в направлении прокатки от времени облучения при напряжении 40 МПа (■); 65 МПа (▲); 100 МПа (●)

Сопоставление результатов испытаний образцов полос из сплава Э-635 под облучением при растягивающей нагрузке с данными по удлинению уголков каркаса ТВСА после четырёхгодичной эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000, которые составляют 0,1 %, указывает на то, что растягивающая нагрузка на уголки, которая может возникать из-за взаимодействия с дистанционирующими решётками, пренебрежимо мала (значительно меньше 40 МПа), то есть удлинение уголков обусловлено, главным образом, явлением радиационного роста.

Затухающий характер кинетики деформирования в условиях облучения имеют также образцы труб, идущих на изготовление направляющих каналов для ТВСА, при испытании этих образцов сжимающей продольной нагрузкой [8].

Под действием облучения при $T_{обл} = 320$ °С и напряжении – 65 МПа за время примерно 5500 ч скорость деформирования образцов труб направляющих каналов из сплава Э-635 увеличивается приблизительно в 1,8 раза (с $0,85 \cdot 10^{-6}$ до $1,5 \cdot 10^{-6}$ %/ч). При меньшем времени различие значений скорости деформирования под облучением и без него выше, что связано с увеличением длительности стадий неустановившейся ползучести при облучении.

Скорость деформирования труб при времени испытания на сжатие около 3000 ч более чем в три раза ниже, чем скорость деформирования при растяжении полос.



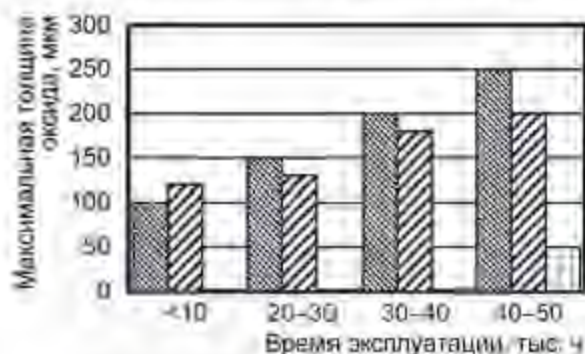
Влияние облучения на продольную деформацию труб направляющего канала при сжатии: ● – под облучением при $T = 313\text{--}324$ °С, $\sigma_0 = 65$ МПа, $f = 10^{18}\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$; ■ – без облучения, при $T = 320$ °С, $\sigma = 65$ МПа

При этом следует отметить, что трубы и полосы имеют текстуру одного типа и находятся в частично рекристаллизованном (при $T_{отж} = 525$ °С в течение 2–3 ч) состоянии.

Направляющие каналы ТВСА за время четырёхлетней эксплуатации (25968 эфф. ч, $F = 2 \cdot 10^{22}$ м⁻²) уменьшились в длину на 0,02 %, что более чем в 10 раз меньше по сравнению с деформацией образцов направляющих каналов при испытании в течение ~ 5500 ч под облучением и сжимающей нагрузкой. Это означает, что значения сжимающего напряжения в направляющих каналах ТВСА значительно ниже 65 МПа.

КОРРОЗИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ КОМПОНЕНТОВ ТВС ПРИ ДЛИТЕЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Исследована коррозия оболочек твэлов после длительной эксплуатации в реакторах с водным теплоносителем в разном состоянии: кипящей воды (реакторы ВК-50, АМБ-100 и РБМК-1000) и воды под давлением (реакторы ВВЭР-440 и ВВЭР-1000).



Зависимость максимальной толщины оксида на наружной поверхности оболочек твэлов из сплава Zr-110 на участках между дистанционирующими решётками от времени эксплуатации в реакторах кипящего типа: – ВК-50; – РБМК-1000; – АМБ-100

Приведено сравнение изменения толщины оксидной плёнки на наружной поверхности оболочек твэлов из сплава Zr-110 с увеличением времени эксплуатации в трёх реакторах при эксплуатации в режиме кипения [1, 9, 10]. По результатам сравнения длительности времени эксплуатации оболочки твэлов реактора ВК-50 окисляются интенсивнее, чем оболочки твэлов РБМК, а с ростом времени эксплуатации максимальная толщина оксида увеличивается. Средняя толщина оксида на участках между дистанционирующими решётками (по случайной выборке) в реакторе РБМК-1000 также увеличивается с ростом времени эксплуатации, и кинетика окисления в первом приближении хорошо аппроксимируется линейной зависимостью.

Характерная особенность коррозионного поведения оболочек твэлов из сплава Zr-110 в условиях реакторов кипящего типа – преимущественно очаговый характер окисления. Появлению очагов коррозии предшествует инкубационный период, в течение которого окисление поверхности оболочек носит равномерный характер.

При содержании кислорода примерно 160 мкг/кг в теплоносителе на входе в активную зону переход к коррозии очагового типа в реакторе ВК-50 наблюдается примерно после 25000 ч эксплуатации. При применении кислородного режима в этом реакторе (содержание кислорода примерно 200–250 мкг/кг), а также при объёмном водно-химическом режиме (ВХР) в реакторе РБМК-1000 очаги коррозии замечены уже после эксплуатации в течение 10–20 тыс. ч.

При повышении содержания кислорода в теплоносителе инкубационный период уменьшается, а процесс коррозионного очагового поражения оболочек твэлов интенсифицируется. Так, при содержании кислорода в теплоносителе 10–15 мкг/кг в испарительном канале реактора АМБ-100 (1-й блок БАЭС) за время эксплуатации 59312 ч максимальная толщина оксида в очагах коррозии не превышала 50 мкм, а при содержании кислорода 160–250 мкг/кг в реакторе ВК-50 такая толщина оксида наблюдалась после меньшей примерно в два раза длительности эксплуатации.

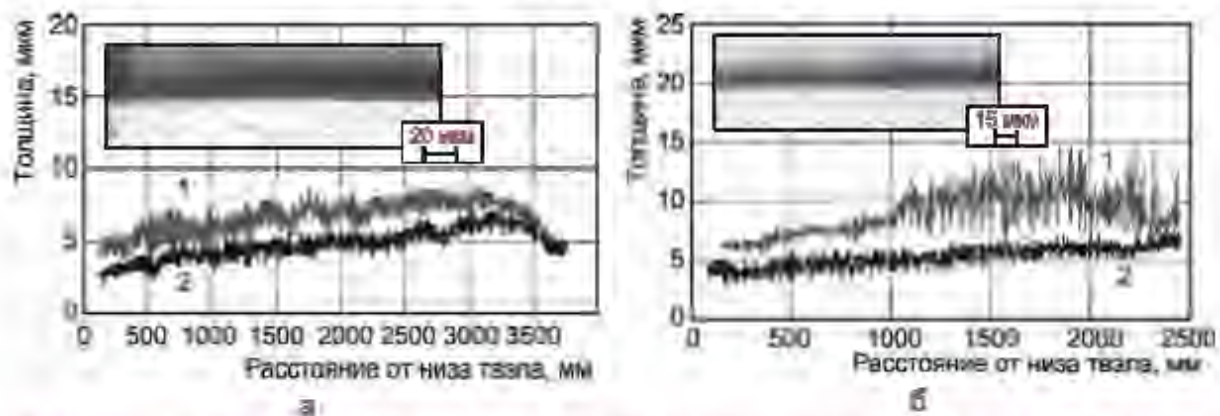
Наиболее критичными (с точки зрения коррозионного поражения оболочек твэлов) в реакторах кипящего типа являются участки поверхности, контактирующие с ячейками

дистанционирующих решёток – они наиболее сильно подвергаются коррозии (корродируют) в процессе эксплуатации. На окисление оболочки под дистанционирующими решётками оказывают влияние трудноконтролируемые факторы: гидравлика, теплоперенос, трение и пр. С течением времени эксплуатации толщина оксидной плёнки под ДР увеличивается (обнаружены очаги коррозии толщиной до 540 мкм), но этот процесс, по-видимому, носит стохастический характер. Степень коррозионного повреждения оболочек твэлов на участках под ДР, изготовленных из нержавеющей стали, выше, чем оболочек из циркониевого сплава Э-110. Усиление коррозии под стальными ДР связывают с «гальваническим» эффектом между разнородным материалом дистанционирующей решётки и оболочки.

На оболочках твэлов из сплава Э-635 в условиях кипения теплоносителя коррозии очагового типа не наблюдается, а толщина оксидных плёнок равномерного типа в несколько раз меньше. При этом под дистанционирующей решёткой в сплаве Э-635 также наблюдается усиление коррозии, но и на этих участках толщина оксида меньше (при сравнимых временах – в три раза), чем в сплаве Э-110.

В теплоносителе с водой под давлением коррозия оболочек из сплава Э-110 значительно слабее [1, 11]. Оболочки твэлов реактора ВВЭР-1000 покрыты равномерной оксидной плёнкой, толщина которой увеличивается от 2–7 мкм в нижней части твэла до 4–10 мкм на расстоянии примерно трёх метров от низа твэла. Выше этой отметки толщина оксидной плёнки уменьшается и в районе газосборника составляет 3–8 мкм. Оболочки исследованных твэлов реактора ВВЭР-440 также покрыты равномерной оксидной плёнкой, толщина которой не превышает 10 мкм.

С увеличением продолжительности эксплуатации от трёх до шести топливных циклов (ТЦ) зависимость толщины оксидной плёнки слабо возрастает.



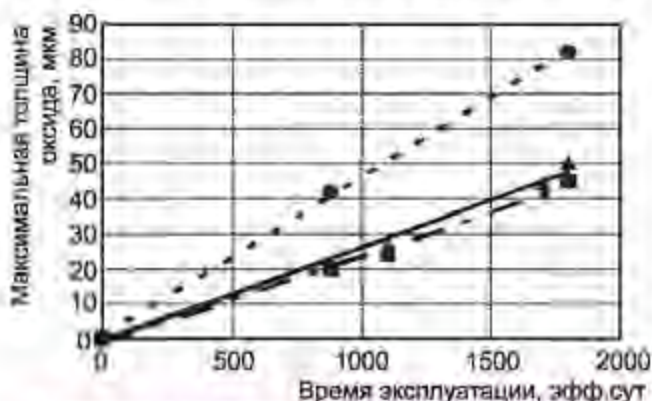
Характерные распределения оксидной плёнки по длине твэлов при выгорании топлива в реакторах ВВЭР-1000 (а): 70 МВт·сут/кгУ, 6 ТЦ (1); 45 МВт·сут/кгУ, 3 ТЦ (2); ВВЭР-440 (б): 65 МВт·сут/кгУ, 6 ТЦ (1); 51 МВт·сут/кгУ, 3 ТЦ (2)

Гидрирование оболочек твэлов из сплава Э-110 незначительное: массовая доля водорода после шестилетней эксплуатации в реакторах типа ВВЭР и РБМК составляет в основном $(5-6) \cdot 10^{-3} \%$ и не превышает 0,01 %. Гидриды имеют преимущественно тангенциальную ориентацию, благоприятную с точки зрения механических свойств.

Не склонный к коррозии нодулярного типа сплав Э-635 окисляется в реакторе ВВЭР-1000 с образованием равномерных оксидных плёнок, толщина которых зависит от временных, температурных и радиационных факторов [12]. Наиболее интенсивно окисляются поверхности твэлов, характеризующиеся наличием значительного теплового потока, толщина оксидной плёнки на которых достигает за шесть лет эксплуатации 84 мкм. Центральная труба, направляющий канал и уголки каркаса, в которых температура поверхности близка к температуре теплоносителя, окисляются с образованием оксидных плёнок меньшей толщины. Оксидная плёнка на элементах конструкции

из сплава Э-635 характеризуется хорошей сплошностью. Граница раздела оксида–металла в изделиях из сплава Э-635 является довольно ровной, что свидетельствует о хорошей однородности процесса окисления.

Характер изменения толщины оксидной плёнки по высоте активной зоны одинаковый для оболочек твэлов, направляющего канала, центральной трубы и уголков каркаса – толщина оксида возрастает с увеличением высотной координаты вплоть



Кинетика окисления элементов конструкции из сплава Э-635 тепловыделяющих оболочек реактора ВВЭР-1000: оболочка твэлов (•), направляющих каналов (▲), уголков (▲)

параллельно поверхностям изделий и лишь вблизи внутренней поверхности уголка они ориентированы перпендикулярно окисляемой поверхности.

Массовая доля водорода в первом приближении линейно зависит от толщины оксидной плёнки в изделиях из сплава Э-635 и достигает максимального значения, примерно 0,04 %, на уголках каркаса, для которых (как и для направляющего канала и центральной трубы) в расчёт принимается двухстороннее окисление этих изделий.

Результаты сопоставления структуры реальных элементов конструкции ТВС ВВЭР-1000 из сплава Э-635 и модельных образцов, облучённых в реакторе БОР-60, показали, что эти объекты из сплава Э-635 имеют некоторые общие структурные особенности, связанные с конечным режимом их термообработки и воздействием облучения на эволюцию выделений избыточных фаз.

Закономерности распределения выделений избыточных фаз и перераспределения элементов между выделениями и твёрдым раствором в модельных образцах при облучении в реакторе БОР-60 и в элементах конструкции ТВС при эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000 одинаковы. Под действием облучения происходит значительное перераспределение атомов железа между частицами выделений избыточных фаз и матрицей. Но эти изменения неоднозначно влияют на степень окисления сплава: с одной стороны, с ростом времени эксплуатации или флюенса нейтронов содержание железа в матрице увеличивается за счёт выхода из частиц фазовых выделений и при этом толщина оксидной плёнки увеличивается. С другой стороны, оксидная плёнка толще на тех участках элементов ТВС, где температура выше, а часть атомов железа из твёрдого раствора диффундирует обратно в частицы.

Выводы

1. Полученные экспериментальные результаты по кратковременным механическим свойствам оболочечных труб и оболочек отработавших твэлов ВВЭР и РБМК из сплавов Э-110 и Э-635 в поперечном направлении (кольцевых образцов) составляют основу справочных данных, часть из которых признана в качестве рекомендованных справочных данных для широкого диапазона параметров облучения. Эти свойства зависят от плотности потока нейтронов и температуры облучения по модели накопления

до 3000 мм, а затем она уменьшается в соответствии с изменением температуры границы раздела оксида–металла.

Кинетика окисления сплава Э-635 в элементах конструкции ТВС ВВЭР-1000 в первом приближении имеет линейный вид, поэтому коррозионное состояние изделий из этого сплава легко предсказуемо для заданного времени эксплуатации.

Процесс окисления поверхности элементов конструкций ТВСА сопровождался поглощением ими водорода с образованием гидридов циркония. Гидриды расплапались преимущественно

и отжига радиационных дефектов, причём облучение способствует снижению анизотропии предела текучести оболочечных труб.

2. При разных видах длительного воздействия нагрузки (растяжения продольного или от внутреннего давления в оболочке, сжатия продольного или от наружного давления на оболочку) сопротивление сплава Э-635 деформированию значительно более высокое, чем сплава Э-110 в широком диапазоне значений флюенса нейтронов и плотности потока нейтронов, напряжения и температуры.

3. При воздействии постоянного напряжения меньше или равного 130 МПа и плотности потока нейтронов выше $10^{18} \text{ м}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ скорость деформирования сплавов Э-110 и Э-635 при температуре 315–380 °С возрастает пропорционально плотности потока нейтронов и напряжению.

4. Предварительный высокотемпературный (850–1000 °С) отжиг в течение 10–60 мин обеспечивает не только подавление радиационного роста, но и двухкратное снижение деформации газонаполненных оболочечных труб из сплава Э-110 в поперечном и продольном направлении в условиях облучения: при $T \sim 330 \text{ °С}$, $\sigma_0 \sim 130 \text{ МПа}$ и $F = (0,6–1,9)10^{26} \text{ м}^{-2}$.

5. Экспериментально установлено, что скорость термической ползучести на установившейся стадии предварительно облучённых оболочечных труб из циркониевых сплавов снижается по сравнению с необлучёнными образцами за счёт их радиационного упрочнения.

6. Длительная прочность оболочек отработавших твэлов в диапазоне температуры 400–570 °С и модельных трубчатых образцов из сплава Э-110, облучённых в реакторе БОР-60, аппроксимируется в первом приближении параметрической зависимостью Ларсона и Миллера, позволяющей экстраполировать и интерполировать её на неизученные области значений температуры, напряжения и времени. С ростом выгорания топлива из-за охрупчивания слоя на внутренней поверхности оболочки длительная прочность её в температурной области, близкой к эксплуатационной, снижается.

7. Влияние параметров облучения (температуры, плотности потока и флюенса нейтронов) на характер и степень окисления бинарных (Zr–Nb)-сплавов при длительном испытании является дополнительным фактором по отношению к водно-химическому режиму теплоносителя. В кипящем теплоносителе (в реакторах РБМК, ВК-50, первом блоке БАЭС) данные сплавы окисляются с образованием очагов коррозии, толщина которых гораздо больше, чем оксидных плёнок равномерного типа, образующихся в теплоносителе с водой под давлением (в реакторах ВВЭР-440 и ВВЭР-1000) при более высоких параметрах облучения (плотности потока нейтронов, температуре).

8. Изделия из сплава Э-635 не подвержены коррозии очагового типа в реакторах кипящего типа, а в реакторах ВВЭР-1000 за время эксплуатации до шести лет они окисляются с образованием равномерной оксидной плёнки. Её толщина примерно в семь раз выше, чем на сплаве Э-110, и зависит от терморadiационного воздействия: достигает на оболочках твэлов 84 мкм. На элементах конструкции ТВС: уголках каркаса, направляющих каналах и центральной трубе, плотность теплового потока на которых мала, толщина оксидной плёнки в два раза ниже.

Список литературы

1. Кобылянский Г.П., Новосёлов А.Е. Радиационная стойкость циркония и сплавов на его основе: справочные материалы по реакторному материаловедению / под ред. В.А. Цыканова. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996. – 175 с.
2. Кобылянский Г.П., Раецкий В.М., Шамардин В.К. и др. Особенности влияния основных параметров нейтронного облучения на кратковременные механические свойства сплава Zr-1 %Nb // Вопросы атомной науки и техники: серия Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, 1989. Вып. 2 (49). С. 41–47.
3. Кобылянский Г.П., Шамардин В.К., Рогозянов А.Я. и др. Особенности влияния реакторного облучения на свойства и поведение сплавов циркония. – Сборник докладов

- Шестой российской конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 11–15 сентября 2000 г. – Димитровград, 2001. Т. 2, ч. 1. С. 303–322.
4. Цыканов В.А., Давыдов Е.Ф., Шамардин В.К. и др. К вопросу коррозионно-механического поведения сплавов циркония в условиях облучения: препринт: НИИАР-32(485). – Димитровград, 1981. – 17 с.
 5. Кобылянский Г.П., Островский З.Е., Обухов А.В. Радиационное формоизменение и микроструктура предварительно отожжённого при высоких температурах сплава Zr-1 %Nb после высокодозного облучения // Сборник трудов НИИАР, 2004. Вып. 4. С. 15–28.
 6. Кобылянский Г.П., Шамардин В.К., Ерёмин С.Г. и др. Длительная прочность оболочек из сплава Э-110 в области температуры 673–843 К // Вопросы атомной науки и техники: серия Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, 2001. Вып. 2. С. 104–105.
 7. Перегуд М.М., Новиков В.В., Маркелов В.А. и др. Ползучесть сплава Э-635 применительно к изделиям ТВСА, ТВС-2 и их модификаций реакторов ВВЭР-1000. – Материалы научно-практической конференции материаловедческих обществ России: «Цирконий: металлургия, свойства, применение». – М.: МИФИ, 2008. С. 101.
 8. Кобылянский Г.П., Ерёмин С.Г., Власов Ю.А. и др. Изменения размеров образцов циркониевых сплавов в результате радиационных испытаний в реакторе БОР-60 // Сборник трудов НИИАР, 2010. Вып. 3. С. 37–41.
 9. Шамардин В.К., Покровский А.С., Кобылянский Г.П. и др. Результаты исследования отработавших до ресурсного выгорания твэлов реактора РБМК с оболочками из сплавов Zr-Nb, Zr-Nb-Sn-Fe и Zr-Sn-Fe: препринт: НИИАР-8(654). – М.: ЦНИИ-атоминформ, 1985. – 15 с.
 10. Цыканов В.А., Шамардин В.К., Андреева А.Б. и др. Материаловедческие исследования ТВС реактора ВК-50 // Атомная энергия, 1984. Т. 56, вып. 3. С. 131–134.
 11. Новосёлов А.Е., Поленок В.С., Кобылянский Г.П. и др. Состояние оболочек твэлов ВВЭР после шести лет эксплуатации // Физика и химия обработки материалов, 2009. № 2. С. 18–25.
 12. Волкова И.Н., Новосёлов А.Е., Кобылянский Г.П. и др. Коррозия сплава Э-635 в условиях реакторов ВВЭР-1000 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, 2012. Вып. 2 (78). С. 46–51.

Г.П. Кобылянский

ИЗМЕНЕНИЕ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ РАЗМЕРОВ ЭЛЕМЕНТОВ ЭКРАННЫХ СБОРОК ИЗ СТАЛИ МАРКИ X18H10T, ДЛИТЕЛЬНОЕ ВРЕМЯ ЭКСПЛУАТИРОВАВШИХСЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Решение проблемы продления срока службы реактора БОР-60 требует создания базы данных по свойствам стали марки X18H10T, которая позволит обосновать возможность продлить срок службы несменяемых конструкций и реактора в целом. Для наполнения такой базы экспериментальными результатами были проведены исследования экранных сборок бокового экрана реактора, облучённых в течение длительного времени до различных значений повреждающей дозы [1–4]. Полученные данные также необходимы для создания базы данных по радиационной стойкости материала

внутрикорпусных устройств для обоснования продления срока службы ВКУ реакторов ВВЭР-1000 до 45 лет и более. Эти данные позволят оценить деформацию радиационной ползучести, набухание, изменение физико-механических свойств аустенитных сталей с ростом повреждающей нейтронной дозы при температуре облучения, характерной для ВКУ реакторов ВВЭР.

Боковой экран реактора БОР-60 представляет собой кольцевой слой из сборок бокового экрана толщиной до 200 мм, расположенный вокруг активной зоны, что позволяет снизить поток быстрых нейтронов на корпус реактора и обеспечить необходимые условия работы активной зоны. С 1969 года и по настоящее время в боковом экране реактора БОР-60 облучались различные типы сборок бокового экрана: стальные (тип «Э», тип «БМ», тип «М») и воспроизводящие. Кроме того в разное время в боковом экране облучались экспериментальные ТВС, материаловедческие сборки различной конструкции и т.д.

Стальная сборка БЭ производства ОАО «Машиностроительный завод» (ОАО «МСЗ», г. Электросталь) является стандартным элементом бокового экрана (отражателя нейтронов) в реакторе БОР-60. Экранные сборки типа «БМ» представляют собой конструкцию из семи стальных стержней с исходным диаметром 14,74 мм каждый, размещённых в шестигранном чехле с размером «под ключ» 44 мм.

Для исследований в 2012 году выбрали экранные сборки:

- а) первую сборку типа «Э» после эксплуатации в течение более 41 года, с невысокой скоростью набора повреждающей дозы;
- б) вторую сборку типа «БМ» после эксплуатации в течение 15 лет, тоже с невысокой скоростью набора повреждающей дозы.

В реакторе БОР-60 длительное время облучалась стальная экранная сборка Э-65 (материал – сталь марки 12Х18Н10Т) производства ОАО «МСЗ», которая является элементом бокового отражателя (тип 1) нейтронов в реакторе БОР-60. Габаритными размерами она подобна штатной ТВС реактора БОР-60 (длина сборки Н = 1575 мм, шестигранный чехол с размером 44×1 мм, стандартная головка и нижний хвостовик без боковых отверстий, но с отверстием в торце).

Сборка Э-65 представляет собой стандартный элемент бокового отражателя нейтронов реактора БОР-60. Интерес к её исследованию вызван несколькими причинами, в том числе:

- длительным облучением в боковом экране реактора БОР-60 (41 год);
- высокими значениями флюенса быстрых нейтронов и повреждающей дозы в стали и диапазоном их изменения по сборке;
- местоположением сборки на границе бокового экрана и выгородки во время всего периода облучения (9-й ряд);
- температурой облучения элементов сборки, совпадающей с температурой эксплуатации внутрикорпусного устройства реактора ВВЭР-1000.

Условия облучения экранныхборок. Экранная сборка Э-65 облучалась в 9-м ряду реактора БОР-60 в течение почти 41 года (10.1971–05.2012 гг.). За время облучения окружение сборки периодически менялось и состояло из стальных и воспроизводящихборок бокового экрана, а также из элементов выгородки реактора БОР-60.

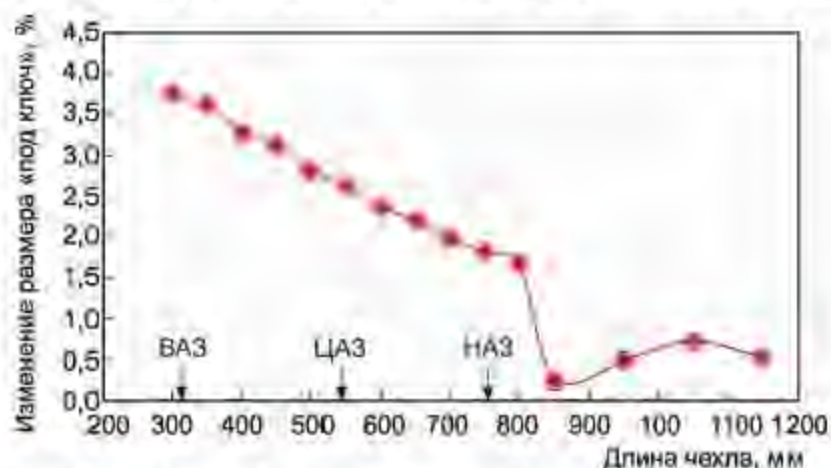
На конец облучения в сборке Э-65 были достигнуты рекордные значения флюенса быстрых нейтронов (примерно $3,9 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$) и повреждающей дозы в стали (примерно 150 сна). Различные части сборки Э-65 (чехол, хвостовик, головка и внутренние элементы) облучались при температуре от 310 до 520 °С, что представляет дополнительный интерес для проведения материаловедческих исследований данной сборки.

Стальная экранная сборка БМ-7 (материал – сталь марки 12Х18Н10Т), представляющая собой стандартный элемент бокового отражателя нейтронов, была загружена в реактор в декабре 1996 года в ячейку В-04 на расстоянии 35,7 см от центра активной зоны, а выгружена из реактора в октябре 2011 года после 15 лет эксплуатации. Макси-

мальный флюенс нейтронов с энергией $E_n > 0,1$ МэВ за время облучения составил $1,53 \cdot 10^{22}$ см⁻², а максимальная повреждающая доза – 56 сна.

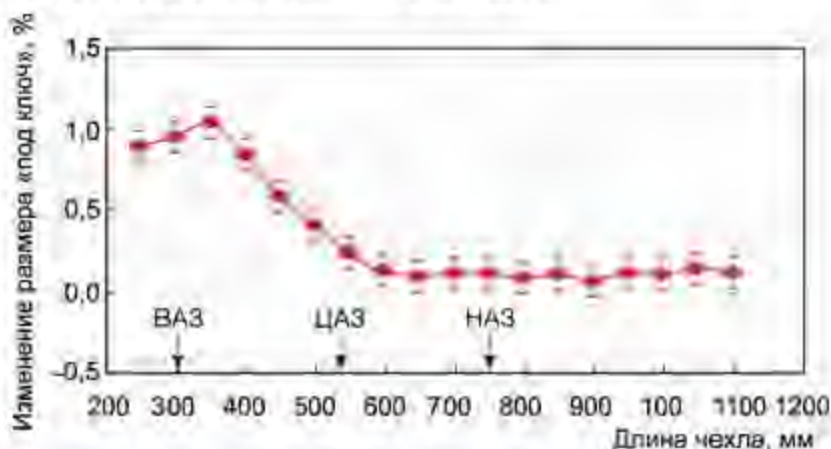
Измерения геометрических размеров чехла экранной сборки были проведены в радиационно-защитной («горячей») камере реактора БОР-60 с помощью специального устройства, с использованием контактных методов (индикатора, встроенного в рамку). Погрешность измерения составляет 2 мкм. Устройство позволяет перемещать индикатор вдоль изделия и проводить измерения размера «под ключ» шестигранного чехла для разных пар граней.

После разделки экранной сборки на отдельные элементы также были проведены измерения геометрических размеров внутренних элементов сборки, изготовленных из стали марки X18H10T в аустенизированном состоянии после облучения в реакторе БОР-60 до различных значений повреждающей дозы при низкой температуре. Приведены примеры таких усреднённых измерений шестигранных чехлов экранной сборки Э-65 и БМ-7.



Относительное усреднённое изменение размера «под ключ» по длине шестигранного чехла стальной экранной сборки Э-65 реактора БОР-60 (здесь и далее в рисунках ВАЗ, ЦАЗ, НАЗ – верх, центр, низ активной зоны элементов соответственно)

Хорошо видны общие черты изменения размеров шестигранных чехлов, облучённых при низкой (менее 400 °С) температуре облучения: в области верха активной зоны элементов наблюдается увеличение диаметра стержней и размера «под ключ» шестигранных элементов стальных экранной сборки, что связано с радиационным распуханием стали марки X18H10T в аустенизированном состоянии.



Относительное усреднённое изменение размера «под ключ» по длине шестигранного чехла стальной экранной сборки БМ-7 реактора БОР-60. Изменение размера «под ключ» для каждой из трёх пар граней отличается для каждой пары и связано с деформацией шестигранного сечения чехла в его верхней части.

Подобные деформации шестигранного чехла наблюдались и ранее, например, для шестигранников ТВС активной зоны реактора БОР-60 [1]. Однако закономерности изменения размера «под ключ» просматриваются и для этих зависимостей. К основным закономерностям необходимо отнести заметное увеличение размера в верхней части шестигранника, соответствующей по положению верху активной зоны. Усреднение для всех пар граней шестигранника даёт возможность исключить неоднородность деформации сечения и оценить общую деформацию шестигранного чехла за счёт радиационного распухания.

Результаты опыта эксплуатации стальных экранных сборок типа «БМ» и их материаловедческие послереакторные исследования при флюенсе нейтронов $(1,1-1,2)10^{23} \text{ см}^{-2}$ ($E_n \geq 0,1 \text{ МэВ}$) показали, что данное значение флюенса является предельным для сборок, находящихся во время работы в ячейках, соседствующих с ячейками, в которых установлены ТВС. Такие сборки бокового экрана после выгрузки имели значительные стрелы прогиба в одной или нескольких плоскостях, формоизменение до 3 мм «под ключ», что приводило к техническим трудностям при перестановках сборок внутри реактора и при их извлечении. Результаты исследований были изложены в технической справке «Результаты материаловедческих исследований сборок бокового экрана БМ-44 и БМ-804 реактора БОР-60».

Что касается сборок, облучавшихся в однородном температурном окружении (8–9 ряды от центра активной зоны), то при указанном ранее флюенсе нейтронов в выгруженных сборках искривление было небольшим (стрела прогиба $< 1 \text{ мм}$), формоизменение «под ключ» составляло десятые доли миллиметра. Транспортно-технологические операции с данными сборками проходили без замечаний.

Проведённая в апреле 2008 года профилометрия (измерение размеров «под ключ») сборки БМ-71, выгруженной из однородного окружения при флюенсе нейтронов $1,2 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$, показала возможность продолжения работы в реакторе данной сборки и её аналогов по условиям работы до флюенсов нейтронов $1,5 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$ ($E_n \geq 0,1 \text{ МэВ}$).

Высотное распределение температуры чехла квазилинейно в пределах $\pm 325 \text{ мм}$ от центра активной зоны. Ниже отметки $- 325 \text{ мм}$ температура всех элементов сборки БМ-7 равна температуре входа теплоносителя, которая изменялась в пределах $300-330 \text{ }^\circ\text{C}$. Выше отметки $+ 325 \text{ мм}$ температура всех элементов сборки будет увеличиваться за счёт аксиальной теплопередачи от головки сборки, находящейся в области смешивания «горячего» натрия из ТВС активной зоны (температура примерно $600 \text{ }^\circ\text{C}$) с «холодным» натрием из сборок бокового экрана.

Измерения геометрических размеров шестигранного чехла и элементов стальной экранной сборки БМ-7 также, как и экранной сборки Э-65, были проведены в радиационно-защитной камере реактора БОР-60 теми же средствами измерения.

По результатам измерений размера «под ключ» шестигранного чехла стальной экранной сборки стержневого типа построена зависимость относительного изменения размера по длине экранной сборки.

Из результатов проведённых измерений следует, что произошла значительная деформация шестигранного сечения в верхней части чехла, когда вследствие взаимодействия с окружающими чехлами экранных сборок для одной из граней наблюдалось даже уменьшение размера «под ключ» в центре граней.

Получена зависимость усреднённых изменений размера «под ключ» с максимумом, положение которого близко к позиции верха активной зоны. Максимальные значения усреднённых изменений размера «под ключ» для чехла экранной сборки БМ-7 заметно меньше (около 1,05 %), чем для чехла экранной сборки Э-65 (3,75 %), так как время облучения (15 лет и 41 год соответственно), как и флюенс нейтронов ($1,5 \cdot 10^{23}$ и $3,9 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$ соответственно ($E_n \geq 0,1 \text{ МэВ}$)) меньше.

Усреднённые по трём парам граней зависимости изменения размера «под ключ» экранной сборки БМ-7 повторяют по форме подобные зависимости для других шестигранных чехлов экранных сборок [2–5], но с меньшим максимальным значением относительной деформации. Сравнение деформации указанных шестигранных чехлов стальных экранных сборок достаточно правомерно, так как для всех чехлов положение максимумов

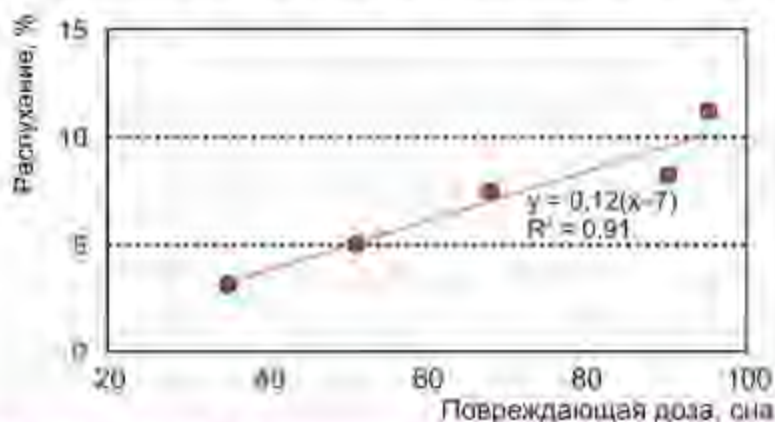
примерно одинаково по высотной координате (вблизи верха активной зоны), что связано с близкими значениями скорости набора повреждающей дозы (2–3 сна в год) и близкими температурными условиями эксплуатации. Действительно, максимальное изменение размеров чехла наблюдалось в сечении, соответствующем верху активной зоны. Этому сечению (+ 225 мм от центральной плоскости активной зоны) соответствует примерно 63 % от максимальной повреждающей дозы, что позволяет построить зависимость распухания для этой стали при скорости набора повреждающей дозы 2,0–2,5 сна в год. Такая скорость набора повреждающей дозы характерна для многих внутрикорпусных устройств реактора БОР-60 и реакторов ВВЭР.

Обсуждение результатов. Усреднённое изменение размера «под ключ» шестигранных чехлов ТВС и экранных сборок различного типа обусловлено процессами распухания стали марки X18H10T (материала чехла), а форма этой зависимости связана с изменяющейся температурой облучения и распределением повреждающей дозы и флюенса нейтронов по длине чехла. Максимальное усреднённое относительное изменение размера «под ключ» для шестигранного чехла экранной сборки Э-85 достигает 3,75 %, что заметно превышает подобные характеристики для чехлов ранее исследованных экранных стальныхборок подобной конструкции:

- Э-26 (максимальная доза 82 сна) [3];
- Э-169 (максимальная доза 81 сна, максимальное усреднённое относительное изменение размера «под ключ» 2,3 %) [4];
- Э-182 (максимальная доза 108 сна, максимальное усреднённое относительное изменение размера «под ключ» 2,6 %) [5].

На основе исследований и анализа опубликованных данных по измерению размеров «под ключ» шестигранных чехлов экранныхборок реактора БОР-60 была построена зависимость распухания для стали марки X18H10T от повреждающей дозы (в аустенизированном состоянии – для низких значений скорости набора повреждающей дозы). Показанные на этой зависимости распухания крайняя левая и крайняя правая точки соответствуют времени эксплуатации шестигранных чехлов экранныхборок реактора БОР-60 от 15 лет до 41 года. Также данные точки соответствуют утроенному максимальному изменению размера «под ключ» при высотной координате 200–225 мм от центра активной зоны. Данная зависимость распухания хорошо описывается линейной функцией со скоростью распухания 0,12 %/сна и инкубационной дозой 7 сна.

Уменьшение инкубационной дозы с уменьшением скорости набора повреждающей дозы согласуется с выводами авторов работ как зарубежных [5], так и российских [3–6].



Зависимость распухания от повреждающей дозы для стали марки X18H10T, облученной в качестве шестигранников экранныхборок реактора БОР-60 (R^2 – величина достоверности аппроксимации)

ВЫВОДЫ

Получены и систематизированы данные по измерению геометрических размеров шестигранных чехлов и элементов стальных экранных сборок реактора БОР-60, газонаполненных образцов, изготовленных из стали марки X18H10T и облучённых в экране реактора БОР-60.

Усреднённое изменение размера «под ключ» обусловлено процессами распухания стали марки X18H10T (материала чехла), а форма этой зависимости связана с изменяющейся температурой облучения и распределением повреждающей дозы и флюенса нейтронов по длине чехла.

Для стальной экранной сборки Э-65, облучённой до максимальной повреждающей дозы 150 сна, получены следующие результаты: максимальное усреднённое относительное изменение размера «под ключ» достигает 3,75 % на уровне верха активной зоны, что заметно превышает подобные характеристики для чехлов ранее исследованных экранных стальных сборок подобной конструкции.

Для стальной экранной сборки стержневого типа БМ-7, облучённой до максимальной повреждающей дозы 56 сна, получена зависимость усреднённых изменений размера «под ключ» с максимумом, положение которого близко к позиции верха активной зоны. Максимальные значения усреднённых изменений размера «под ключ» для шестигранного чехла сборки БМ-7 составили около 1,05 %.

Список литературы

1. Неустроев В.С., Островский З.Е., Шамардин В.К., Яковлев В.В. Экспериментальное исследование разрушения облучённых шестигранных чехлов ТВС реактора БОР-60. – Сборник докладов Пятой межотраслевой конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 8–12 сентября 1997 г. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998. Т. 2, ч. 2. С. 42–66.
2. Шамардин В.К., Неустроев В.С., Прохоров В.И. и др. Оценка и анализ термомеханического поведения элементов ВКУ реакторов ВВЭР с учётом эффектов облучения. Обзор экспериментальных результатов. – Там же. Т. 2, ч. 1. С. 19–39.
3. Неустроев В.С., Голованов В.Н., Шамардин В.К. и др. Радиационные явления в стали X18H10T, облучённой в различных реакторах при условиях, близких к условиям эксплуатации ВКУ ВВЭР. – Сборник докладов Шестой российской конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001. Т. 3, ч. 1. С. 3–23.
4. Повстанко А.В., Буланова Т.М., Федосеев А.Е. и др. Механические свойства и структура стали 12X18H10T после длительного облучения в реакторе БОР-60 до максимальной повреждающей дозы 108 сна. – Сборник докладов VII Российской конференции по реакторному материаловедению. – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2004. Т. 3, ч. 1. С. 168–186.
5. Garner F.A. Irradiation Performance of Cladding and Structural Steels in Liquid Metal Reactors // Materials Science and Technology. A Comprehensive Treatment, 1994. V. 10A. P. 419–543.
6. Неустроев В.С. Закономерности низкотемпературной радиационной повреждаемости аустенитных сталей: автореферат диссертации на соискание учёной степени доктора технических наук. – М.: МИФИ, 2006. С. 235.

*В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, И.Ю. Жемков,
Е.И. Макаров, А.А. Тейковцев*





МОКС-ТОПЛИВО ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

3

ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2012

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В 2012 году, как и в предыдущем, основная деятельность по разработке технологий и созданию производства МОКС-топлива для реакторов на быстрых нейтронах была сконцентрирована на подготовке технологического комплекса и продолжении производства МОКС-гранулята, твэлов и ТВС для обеспечения стартовой загрузки гибридной активной зоны реактора БН-800.

Выполнявшиеся научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы носили вспомогательный характер, обеспечивая совершенствование технологического оборудования, технологии изготовления гранулята, твэлов и ТВС, а также совершенствование контроля над технологическими процессами и качеством продукции на всех этапах её изготовления.

В рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» для обеспечения выполнения решения по подготовке производства виброуплотнённого МОКС-топлива для гибридной зоны реактора БН-800 проводились мероприятия по техническому перевооружению технологического комплекса, включая комплектацию оборудованием, монтаж, пусконаладочные работы и ввод в эксплуатацию.

Завершены «холодные» испытания опытных образцов целого ряда основного и вспомогательного технологического оборудования участка электрохимической перекристаллизации, включая хлораторы-электролизёры, установки дробления и измельчения катодных осадков, вакуумный ковш и прочее; пневмотранспорта; оборудования участка дезактивации твэлов и автоматического управления процессом. Всё оборудование, его системы энергообеспечения и управления признаны годными для монтажа в радиационно-защитной камере.



Внешний вид бокса загрузки исходных ядерных материалов (а)
и хлораторе-электролизёра на испытательном стенде (б)



а



б

Внешний вид оборудования участков вакуумно-термической обработки МОКС-гранулята (а) и дезактивации твэлов (б)



Внешний вид установки для дробления и измельчения катодного осадка

Для того чтобы привести возможности аналитической лаборатории в соответствие с современными требованиями по контролю над технологическими процессами, изготавливаемыми топливными композициями, твэлами и ТВС, приобретено и освоено новое аналитическое оборудование, в том числе:

- ♦ установка для определения кислородного коэффициента «ОКСИЛИТ» совместного производства ОАО «ГНЦ НИИАР» (г. Димитровград) и ООО «Научно-производственное предприятие „ЭЛЕМЕР“» (г. Москва);

- ◆ альфа-спектрометр «СКС-50М-А1» производства ООО «Предприятие „ГРИН СТАР Технолоджиз”» (г. Москва);
- ◆ бета-спектрометр «СКС-07П-Б11» и гамма-спектрометр «СКС-50М-ГЗ» производства ООО «Предприятие „ГРИН СТАР Технолоджиз”» (г. Москва);
- ◆ рентгенофлуоресцентный анализатор состава вещества «РеСПЕКТ» производства ООО «Предприятие „ТОЛОКОННИКОВ”» (г. Москва);
- ◆ спектрофотометры «СФ-56» и «СФ-2000» производства ООО «Ломо-Спектр» (г. Санкт-Петербург);
- ◆ атомно-эмиссионный спектрометр «Экспресс» производства ОАО «ВМК-Оптоэлектроника» (г. Новосибирск);
- ◆ спектрометр многоканальный «Калибри-2» производства ОАО «ВМК-Оптоэлектроника» (г. Новосибирск) и многое другое.

По результатам инспекционного контроля была подтверждена техническая компетентность аналитической лаборатории во всей области аккредитации, рекомендовано расширение закреплённой области аккредитации.

На действующих установках и стендах технологического комплекса проведён полный комплекс предварительных и приёмочных испытаний гранулированного МОКС-топлива, твэлов и ТВС как с таблеточным, так и с виброуплотнённым топливом. По результатам этих испытаний подтверждена готовность технологического комплекса химико-технологического отделения ОАО «ГНЦ НИИАР» к изготовлению гранулированного МОКС-топлива, твэлов и ТВС как штатной продукции для формирования стартовой загрузки гибридной активной зоны реактора БН-800.

К концу 2012 года наработано около 1 т гранулированной МОКС-топливной композиции, изготовлено 2 229 твэлов, были собраны и прошли полный цикл контроля двадцать ТВС реактора БН-800, в том числе семь ТВС, содержащих твэлы с виброуплотнённым МОКС-топливом собственного производства, и тринадцать ТВС, содержащих твэлы с таблеточным МОКС-топливом производства ФГУП «Производственное объединение „МАЯК”».

В рамках работ по совершенствованию конструкции и технологии изготовления твэлов с виброуплотнённым МОКС-топливом продолжены испытания в составе разборной ТВС в реакторе БОР-60 и послереакторные исследования твэлов, конструкция которых имитирует твэлы реактора БН-800 (верхняя торцевая зона воспроизводства отсутствует). Результаты проводимых испытаний и исследований не выявили каких-либо особенностей в поведении твэлов по сравнению с твэлами штатной конструкции. Реакторные испытания будут продолжены.

При помощи программы «Thermo-Calc» проведены предварительные расчётные исследования для обоснования массовой доли уранового геттера в твэлах с виброуплотнённым МОКС-топливом.

В реакторе БН-600 были продолжены испытания трёх экспериментальных ТВС, содержащих экспериментальные твэлы с виброуплотнённым МОКС-топливом, изготовленные по усовершенствованной технологии.

Завершена аттестация и получен соответствующий паспорт программного средства «Vikond 2», предназначенного для обоснования работоспособности виброуплотнённого оксидного ядерного топлива.



Аттестационный паспорт
программного средства «Vikond 2»

Получено авторское свидетельство на полезную модель твэла реактора БН-800 с новым типом теплоизолятора.

Подана заявка на полезную модель твэла типа МБИР с новым типом геттера.

В.А. Кистлый





ИССЛЕДОВАНИЯ
И РАЗРАБОТКИ
ЭЛЕМЕНТОВ
ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА
ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ

4

ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2012

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В 2012 году в радиохимическом отделении были проведены исследования и разработки технологий замкнутого топливного цикла для реакторов на быстрых нейтронах, выполняемые в рамках проектов федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года», государственных контрактов и договоров.

Исследования и разработки элементов замкнутого ядерного топливного цикла для реакторов на быстрых нейтронах продолжали работы 2011 года и были направлены на разработку пирохимической технологии переработки плотного отработавшего ядерного топлива. В этом направлении выполнены следующие работы:

- ◆ исследование образцов керамик и стекол с иммобилизованными отходами переработки плотного отработавшего ядерного топлива;
- ◆ изучение изменений основных свойств при хранении высокоактивных отходов в виде муратаитовых керамик и алюмофторфосфатных стёкол;
- ◆ разработка перспективных технических решений для экологически безопасного длительного хранения и захоронения всех видов радиоактивных отходов;
- ◆ оценка экономических показателей в обоснование приоритетного варианта организации длительного хранения и захоронения всех видов РАО от пристанционного модуля переработки отработавшего ядерного топлива и функционирования реакторов на быстрых нейтронах;
- ◆ разработка конструкторской документации и изготовление опытных образцов технологического оборудования переработки нитридного отработавшего ядерного топлива;
- ◆ экспериментальная проверка технологических и технических решений, закладываемых в основу аппаратов переработки отработавшего плотного топлива;
- ◆ переработка экспериментальных твэлов с отработавшим нитридным топливом в укрупнённом лабораторном масштабе для подтверждения проектных показателей.

Оценка эффективности технических и технологических решений для разрабатываемой пирохимической технологии переработки плотного топлива позволяет на данном этапе исследований сделать вывод о возможности организации пристанционной схемы замыкания ядерного топливного цикла для реакторов на быстрых нейтронах с высокой степенью защиты окружающей среды и конкурентоспособными экономическими показателями.

Были проведены исследования в обоснование технических решений отдельных переделов и оборудования гидрометаллургической технологической схемы переработки плотного отработавшего ядерного топлива, включая разработку оборудования и проверку процессов на реальных образцах. Экспериментальные работы по растворению плотного ОЯТ продолжатся в 2013 году в радиационно-защитных камерах радиохимического отделения.

В рамках государственного контракта разрабатывались технические и конструкторские решения по обращению с отработавшим ядерным топливом, отработавшими стержнями системы управления и защиты реакторной установки с реактором на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем СВБР-100, ориентированные на организацию топливного цикла с использованием имеющихся мощностей ОАО «ГНЦ НИИАР», с учётом возможности использования полученных результатов в рамках создания пристанционного ядерного топливного цикла реакторной установки СВБР-100. Оценена стоимость услуг по переработке и хранению отработавшего ядерного топлива и отработавших стержней СУЗ данной реакторной установки. Дальнейшие исследования в этом направлении должны завершить комплексные работы по созданию пристанционной схемы замыкания топливного цикла для реактора СВБР-100.

В 2012 году были продолжены работы по экспериментальному и расчётному изучению фундаментальных проблем ядерно-энергетических систем, использующих расплавы солей, направленные на обоснование концепции жидкосолевого реактора – сжигателя долгоживущих радиотоксичных актинидов из ОЯТ твёрдотопливных реакторов при обеспечении условий безопасности, минимизации отходов и риска распространения ядерных материалов, а также экономической эффективности.

Исследования находятся на этапе конструктивной и концептуальной проработки, экспериментального подтверждения и обоснования выбора солевой композиции и конструкции жидкосолевого реактора. В качестве прогнозной оценки возможно утверждать о встраивании предложенной концепции жидкосолевого реактора как для создания (Th-U)-размножителя, так и в качестве нового элемента в системе ядерной энергетики в симбиозе с твёрдотопливными реакторами для сжигания трансурановых элементов из отработавшего ядерного топлива твёрдотопливных реакторов.

Важным направлением работ 2012 года являлось также комплексное развитие современных аналитических методов и оборудования для внедрения технологий замкнутого ядерного топливного цикла, радионуклидного производства и проводимых в институте послереакторных исследований.

Продолжались работы по созданию на площадке НИИАР экспериментальной базы нового поколения – полифункционального радиохимического комплекса для исследований замкнутого ядерного топливного цикла. Разработаны:

- ◆ техническое задание на систему аналитического обеспечения технологических процессов полифункционального радиохимического комплекса и основные элементы системы, способной функционировать в промышленном и лабораторно-исследовательском режимах;
- ◆ эскизные проекты универсального технологического модуля, транспортных и грузоподъёмных систем, защитного оборудования полифункционального радиохимического комплекса.

В 2012 году завершена разработка проектной документации полифункционального радиохимического комплекса. Дальнейшие работы по проекту строительства полифункционального радиохимического комплекса будут сосредоточены на основном направлении – на разработке его оборудования.

Проводимые в радиохимическом отделении института исследования и разработки направлены на решение комплексной задачи – создание технологий замкнутого ядерного топливного цикла для реакторов на быстрых и тепловых нейтронах.

М.В. Кормилицын

ОСНОВНЫЕ ПРОЕКТНЫЕ РЕШЕНИЯ ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНОГО РАДИОХИМИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА

В качестве стартовых условий для разработки проекта полифункционального радиохимического комплекса были приняты требования проекта «ПРОРЫВ» с дополнительными ограничениями в области обращения с радиоактивными отходами:

- ◆ обеспечить переработку плотного отработавшего ядерного топлива;
- ◆ обеспечить замыкание цикла по урану, плутонию и в перспективе – по младшим актинидам с потерями актинидов не более 0,1 %;
- ◆ обеспечить длительность вне реакторного топливного цикла – не более одного года;
- ◆ исключить операции выделения плутония в чистом виде;
- ◆ исключить длительное хранение высоко- и среднеактивных отходов в жидком и газообразном состоянии.

В полифункциональном радиохимическом комплексе впервые запланированы полностью дистанционные подготовка, проведение экспериментов, монтаж, демонтаж, техническое обслуживание, ремонт технологического и защитного оборудования. Это соответствует самым современным требованиям нормативных документов, однако до сих пор ни на одном объекте ядерного топливного цикла в полной мере не реализовано.

Для защиты населения и окружающей среды применена многобарьерная схема:

- ◆ первым статическим барьером на пути распространения радиоактивных веществ является герметичное технологическое оборудование;
- ◆ вторым – изолированный технологический объём;
- ◆ третьим – защитная «горячая» камера;
- ◆ четвёртым – здание ПРК, выполненное в виде контейнера, защищённого от неблагоприятных внешних воздействий.

Кроме того, организовано дополнительно три динамических барьера безопасности:

- 1) локальная система газоочистки технологического оборудования;
- 2) система рециркуляции и поддержания параметров атмосферы в изолированных технологических объёмах;
- 3) система очистки специальной вентиляции полифункционального радиохимического комплекса.

При этом полифункциональный радиохимический комплекс изначально создаётся как полигон для отработки и сравнения кандидатных технологий в промышленном масштабе производительности. Для оперативной замены технологий предусматривают возможность для быстрой замены оборудования, которое размещается в модулях, снабжённых унифицированными установочными и соединительными элементами. Это касается не только технологических аппаратов, но и защитного оборудования, ёмкостей, элементов трубопроводов и т.д.

Важным аспектом является отработка взаимодействия «человек–машина»; проверка эргономических и психологических характеристик; выработка рекомендаций по обучению и подготовке персонала; создание подсистем, обеспечивающих анализ и блокировку неверных действий оператора.

При создании полифункционального радиохимического комплекса было принято базовое решение об отказе от традиционных пассивных оптических смотровых систем в пользу видеосистем и о замене механических манипуляторов на телеуправляемые манипуляторы с обратной связью. Это позволило физически разделить помещение контроля и управления и радиационно-защитную камеру, а также сделало возможным её транспортирование после отключения от коммуникаций.

В здании могут быть выделены:

- ◆ «горячая» зона – внутри изолированных технологических объёмов, содержащих технологическое оборудование;
- ◆ «теплая» зона – внутри защитных камер, содержащая изолированные технологические объёмы, промежуточные ёмкости, трубопроводы радиоактивных сред;
- ◆ «холодная» зона – вне защитных камер, но содержащая оборудование, соединённое с ними (трубопроводы чистых сред, мерники реагентов, силовые кабели, локальные системы управления), либо непосредственно к ним прилегающая;
- ◆ «неактивная» зона – помещения контроля и управления, рабочие места исследователей, щитовые, серверные и т.д.

Для достижения этого с учётом большого количества планируемых к испытанию прототипов аппаратов, необходимости экспериментальной проверки, доработки и оперативной замены аппаратов, было принято решение реализовать в отношении их модульную концепцию. Изолированные технологические объёмы спроектированы в виде унифицированных технологических модулей (УТМ).

Унифицированный технологический модуль представляет собой герметичный объём, принятый для ПРК с размером 3×3×3 м, в котором располагают технологические аппараты. Аппараты подключают к системе коммуникаций унифицированного технологического модуля, который подключают к системам здания.

Внутри унифицированного технологического модуля поддерживают требуемую атмосферу, контролируют происходящее при помощи видеонаблюдения, а взаимодействие контролируют телеуправляемой конструкцией, имеющей обратную связь и специально спроектированной с учётом операций в унифицированной технологической модели. Учитывая расположение УТМ внутри защитной «горячей» камеры, его можно эксплуатировать с небольшим положительным (98,1–196,2 Па (10–20 мм вод. ст.)) давлением относительно атмосферы камеры, что значительно облегчает поддержание требуемых параметров атмосферы.

В случае необходимости унифицированный технологический модуль может быть доставлен в ремонтный отсек. Также он имеет интерфейс с транспортной системой здания для доставки твёрдых реагентов, мелких предметов, запасных частей и узлов, проб и образцов.

Внутри унифицированного технологического модуля оборудование расположено на унифицированных транспортных платформах, которые дистанционно монтируют / демонтируют в штатные узлы, подключают необходимые коммуникации: электропитание, систему управления; чистые (вода, воздух, инертный газ и т. д.) и радиоактивные среды. Существует возможность монтажа крупногабаритного либо конструктивно законченного оборудования непосредственно в УТМ с его последующим монтажом и работой в течение всего срока жизни оборудования без переборки. Такой унифицированный технологический модуль утилизируют вместе со всем его оборудованием по штатной технологии полифункционального радиохимического комплекса.

Унифицированные технологические модули располагают в две технологические цепочки для проверки:

- 1) пирохимических операций (с инертной атмосферой);
- 2) гидрометаллургической схемы и обращения с РАО (с воздушной атмосферой).

Между ними располагают каньон дренажных ёмкостей. Вместе они образуют камеру основной технологии, для которой ремонтной зоны не предусматривается. Техническое обслуживание предполагают проводить робототехническими комплексами.

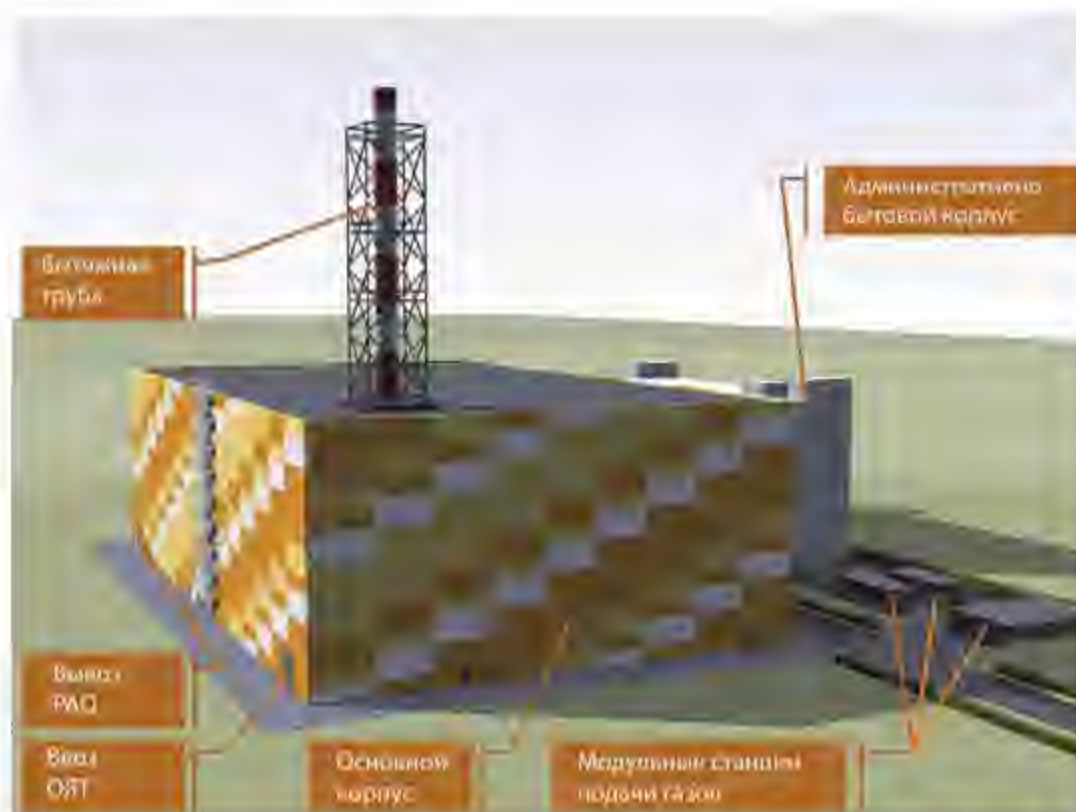


Обслуживание унифицированного технологического модуля при помощи робототехнического комплекса

Камеры головных операций имеют высоту до 7 м, что позволяет разместить в них крупногабаритное оборудование. При этом камеры приёмки тепловыделяющих сборок спроектированы ступенчатыми с максимальной высотой 10 м. Это позволит принимать в полифункциональном радиохимическом комплексе полномасштабные ТВС любых российских реакторов (как существующих, так и проектируемых) на быстрых нейтронах. Для временного хранения перед переработкой отработавшие ТВС помещают в охлаждаемое гнездо хранения. Конструкция хранилища позволяет заменять гнезда хранения для размещения различных по габаритным размерам отработавших тепловыделяющих сборок.

Из хранилища отработавшие ТВС поступают в камеру разборки, затем пучок твэлов поступает на рубку или на операции для снятия оболочки растворением в жидком цинке. Дополнительно предусмотрено размещение оборудования для термической обработки топлива перед переработкой.

После переработки в технологических цепочках унифицированного технологического модуля продукты поступают на паспортизацию, упаковку; передаются на склад для дальнейшего использования в рефабрикации топлива. Радиоактивные отходы поступают на установки обращения и после кондиционирования – на склад временного хранения перед передачей национальному оператору.



Модель полифункционального радиосимметричного комплекса

М.В. Кормилецын, С.С. Погвид, С.А. Ефремов, Л.А. Кормилецыня

ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА НАСЫЩЕННЫХ ЛАНТАНОМ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАСПЛАВОВ ГАЛЛИЯ – ИНДИЯ

В настоящее время большое внимание уделяется развитию атомной энергетики, и в том числе реакторам на быстрых нейтронах. Использование последних позволит значительно увеличить выгорание топлива и воспроизводство делящихся материалов [1]. Для переработки отработанного ядерного топлива таких реакторов в настоящее время разрабатываются пирохимические методы, основанные на использовании солевых и металлических расплавов. Основным их преимуществом является высокая радиационная стойкость, что позволяет организовать короткозамкнутый топливный цикл. Для осуществления таких процессов необходимо знать поведение компонентов ОЯТ. Лантан является одним из представителей продуктов деления из семейства редкоземельных металлов.

Известно [2], что галлий является одним из наиболее предпочтительных металлов для использования его при разделении урана и редкоземельных металлов. Это связано с высоким коэффициентом разделения пары U/La на галлиевых электродах, который, согласно термодинамической оценке, при температуре $T = 800\text{--}1000\text{ K}$ варьи-

рует от $1,4 \cdot 10^4$ до $5 \cdot 10^5$. Это значительно выше, чем для других легкоплавких металлов. Для понижения температуры плавления металлической фазы вместо чистого галлия следует использовать сплавы на его основе. Низкая температура плавления в системах на основе галлия зафиксирована для эвтектического сплава Ga–In (с массовой долей индия 21,8 %, $T_{пл} = 289$ К) [3].

Применение сплавов данного состава приведёт к снижению рабочей температуры процесса переработки облучённого ядерного топлива. Работа с ОЯТ в таких условиях позволит существенно упростить технологию и аппаратное оформление процесса глубокого фракционирования ядерных отходов в системе «хлоридная соль–жидкий металл» для достижения возврата в цикл ядерных материалов и подготовки отходов к окончательному захоронению.

Сведений о тройной диаграмме состояния сплавов Ga–In–La в научной литературе не обнаружено. Изучены лишь двойные системы Ga–La и In–La [3]. В галлиевом углу диаграммы состояния сплавов Ga–La в равновесии с насыщенным лантаном раствором (Ж)* существуют соединения: $LaGa_6$, образующееся по перитектической реакции при $T = 750$ К, и $LaGa_2$, конгруэнтно плавящееся при $T = 1723$ К и обладающее широкой областью гомогенности. Наиболее богатое лантаном соединение в системе La–In, плавящееся инконгруэнтно при температуре 1089 К, отвечает стехиометрическому составу $LaIn_3$.

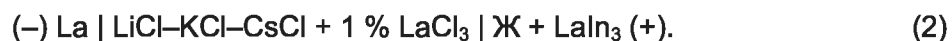
Для термодинамического обоснования возможности применения сплава эвтектического состава Ga–In в процессах переработки ОЯТ необходимо изучить термодинамические свойства компонентов топлива как в металлических, так и в солевых расплавах. В научной литературе имеются данные лишь о поведении лантана в двойных металлических системах с галлием и индием [3–8]. Сведения о термодинамических свойствах лантана в трёхкомпонентных металлических системах Ga–In–La отсутствуют.

Проведено экспериментальное определение методом электродвижущей силы активности лантана в эвтектическом сплаве Ga–In при температуре 573–1073 К.

Экспериментальная часть. Для достижения поставленной цели использовали гальванический элемент (1), в котором потенциалы насыщенных двухфазных (Ж + ИМС**) сплавов лантана с эвтектическим жидкометаллическим расплавом Ga–In измеряли относительно насыщенного двухфазного сплава (Ж + $LaIn_3$). Использование чистого металлического лантана в качестве электрода сравнения затруднено из-за его высокой химической активности в расплавах хлоридов щелочных металлов. Достоинства насыщенного двухфазного сплава (Ж + $LaIn_3$) заключаются как в пониженной активности лантана с молярной долей его 10^{-8} – 10^{-15} в сплаве [5, 7], так и в отсутствии фазовых переходов в интерметаллиде $LaIn_3$ в исследуемом интервале температуры [3]:



Для привязки такого электрода сравнения к металлическому лантану измеряли электродвижущую силу гальванического элемента (2) относительно металлического лантана



* Жидкая фаза.

** Интерметаллидное соединение.

ВЫВОДЫ

Впервые определена активность лантана в эвтектическом сплаве Ga–In при $T = 573\text{--}1073$ К. В насыщенных по лантану двухфазных сплавах Ga–In–La в равновесии с жидкой фазой находятся интерметаллиды LaGa_6 (до $T = 750$ К) и LaGa_2 (при T выше 750 К). В более широком температурном диапазоне определены и уточнены термодинамические характеристики двухфазных сплавов лантана с индием. Показано, что в тройной системе Ga–In–La лантан взаимодействует преимущественно с галлием.

Список литературы

1. О федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» [Электронный ресурс]: Постановление Правительства Российской Федерации от 3 февраля 2010 г. № 50 // Интернет-портал «Российской газеты», 2010. URL: <http://www.rg.ru/2010/04/20/prog-site-dok.html> (Дата обращения: 15.02.2013).
2. Лебедев В.А. Избирательность жидкометаллических электродов в расплавах галогенидов. – Челябинск: Металлургия, 1993. – 232 с.
3. ASM Binary Phase Diagrams. Software ASM International. – Copyright USA, 1996.
4. Яценко С.П., Аникин А.Ю., Диева Э.Н. Растворимость редкоземельных металлов в жидком галлии // Изв. АН СССР. Металлы, 1972. № 2. С. 212–214.
5. Кобер В.И., Ничков И.Ф., Распопин С.П. и др. Термодинамические свойства сплавов лантана с легкоплавкими металлами // Сплавы редких металлов с особыми физическими свойствами. Редкоземельные и благородные металлы. – М.: Наука, 1983. С. 130–132.
6. Внучкова Л.А., Баянов А.П., Серебренников В.В. Изучение термодинамических свойств сплавов системы лантан–галлий // Журнал физической химии, 1971. Т. 45, вып. 1. – 177 с.
7. Дегтярь В.А., Баянов А.П., Внучкова Л.А., Серебренников В.В. Термодинамика систем La–In и La–Ti // Изв. АН СССР. Металлы, 1971. № 4. С. 149–153.
8. Кобер В.И., Дубинин В.А., Кочкин В.И., Ничков И.Ф., Распопин С.П. Фазовый состав и термодинамические свойства соединений лантана с индием // Изв. вузов. Цветная металлургия, 1983. № 6. С. 113–114.

*А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын,
А.В. Щетинский*, А.С. Дедюхин*, В.А. Волкович*,
Л.Ф. Ямщиков*, А.О. Майшева*, С.П. Распопин*

ИЗБЫТОЧНЫЕ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРАЗЕОДИМА В РАСПЛАВЕ ГАЛЛИЯ – ИНДИЯ

Для ускоренной переработки высокооблучённого маловыдержанного топлива реакторов на быстрых нейтронах разрабатываются безводные методы регенерации, в том числе электрохимические, с использованием термически и радиационно стойких солевых и металлических расплавов. Необходимой предпосылкой создания технологий является наличие достоверной термодинамической информации о состоянии разделяемых элементов в солевых и металлических расплавах.

* Сотрудник ФГАОУ ВПО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина».

Перспективными металлическими системами для разработки технологии регенерации облущённого топлива являются легкоплавкие композиции на основе элементов третьей группы: Al, Ga, In. Редкоземельные металлы присутствуют среди продуктов деления ядерного топлива, поэтому целью данной работы явилось изучение термодинамических свойств сплавов празеодима с расплавом эвтектического состава Ga–In, плавящимся при температуре $T = 15,7–15,9$ °С.

Экспериментальная часть. Электродные потенциалы сплавов измеряли относительно электрода сравнения компенсационным методом с помощью потенциостата / гальваностата Autolab PGStat 302N в режиме потенциостатирования (нулевого тока). Измерение электродвижущей силы гальванического элемента



проводили в ячейке, аналогичной описанной в работе [1], изготовленной из нержавеющей стали с отводом. Через отвод ячейку соединяли с вакуумной системой и системой очистки инертного газа (Ar). В исследованиях применяли металлы и соли с массовой долей: галлия металлического монокристаллического $\geq 99,9999$ % по ТУ 48-4-350-84, индия металлического ИН-000 $\geq 99,999$ % по ГОСТ 10297-75, празеодима окиси $\text{PrO-III} \geq 99,99$ % по ТУ 48-4-523-90, празеодима металлического $\text{PrM-1} \geq 99,8$ % по ТУ 48-1-215-72, лития хлористого ROTH ≥ 99 %, цезия хлористого ОСЧ 17-2, калия хлористого ОСЧ 5-4.

Исходные соли и эвтектическую смесь хлоридов лития, калия и цезия готовили по методике. Эвтектическую смесь LiCl-KCl-CsCl , содержащую трихлорид празеодима, получали хлорированием его оксида в солевом расплаве газообразным хлористым водородом. Концентрацию празеодима в плаве солей определяли химическим анализом [2]. Готовый плав солей с массовой долей празеодима примерно 2 % хранили в инертной атмосфере.

Сплавы эвтектического состава Ga–In с массовой долей индия 21,8 % готовили сплавлением из навесок индивидуальных металлов при $T = 50$ °С. В опытах жидкий сплав с помощью дозировочной пипетки вносили в тигельки из оксида бериллия объёмом 2 см^3 , определяли его массу и догружали навески металлического празеодима. Тигельки (в количестве до 20 шт.) переносили в тигель из оксида бериллия объёмом до 300 см^3 , вводили в них токоподводы из вольфрамовой проволоки диаметром 0,2 мм, защищённые алундовой соломкой, и засыпали эвтектической смесью LiCl-KCl-CsCl , содержащей трихлорид празеодима. Сплавы, содержащие празеодим с массовой долей менее 0,8 %, готовили непосредственно в опытах катодным выделением празеодима на сплаве Ga–In, используя в качестве анода богатые по празеодиму сплавы Pr–In (электрод сравнения в гальваническом элементе (1)).

Приготовление исходного расплава Ga–In, загрузку компонентов сплава и электролита в подготовленные ячейки проводили в инертной атмосфере (Ar) бокса MBraup UpiLab 1200/780. Ячейку герметизировали и переносили в печь сопротивления с автоматическим регулированием температуры, разогревали до $T = 923–973$ К и делали выдержку для гомогенизации сплавов в течение 12 ч. Электродные потенциалы сплавов измеряли относительно сплава $\text{Ж} + \text{PrIn}_3$. Молярная доля празеодима в нём соответствовала двухфазной области (насыщенный раствор празеодима в жидком индии, находящийся в равновесии с интерметаллическим соединением PrIn_3) и составляла от 8,7 до 12,1 %.

При фиксированной температуре потенциалы сплавов считали равновесными, если они не имели тенденции к монотонному смещению и изменялись не более чем

* Жидкая фаза.

на 0,1–0,5 мВ в течение часа. При этом потенциалы сплавов одинакового фазового состава воспроизводились с точностью $\pm (0,1–0,2)$ мВ. В течение одного опыта потенциалы сплавов при температуре 573–1073 К проходили несколько раз сверху вниз и снизу вверх с шагом 30–50°. Температуру контролировали хромель-алюмелевой термопарой, которую помещали непосредственно в расплав в чехле из оксида бериллия.

По окончании опыта ячейку охлаждали, сплавы отмывали ледяной ($T = 273–278$ К) деионизированной водой и анализировали на содержание празеодима масс-спектрометрическим методом на приборе ELAN 9000 в аккредитованной лаборатории «Аналитический испытательный центр – Российская арбитражная лаборатория испытаний материалов ядерной энергетики».

Результаты и их обсуждение. Для привязки потенциалов двухфазного жидкометаллического электрода сравнения ($\text{Ж} + \text{PrIn}_3$) к потенциалу металлического празеодима в дополнительной серии опытов измеряли электродвижущую силу гальванического элемента (2)



Поскольку в празеодиме при $T = 1069$ К происходит фазовый переход ($\alpha\text{-Pr} \rightarrow \beta\text{-Pr}$) в значения электродвижущей силы, полученные при температуре выше данной точки, вводили соответствующую поправку.

Полученная зависимость измеряемой в вольтах электродвижущей силы $E = f(T)$ элемента (2) при $T = 573–1073$ К удовлетворительно аппроксимируется уравнением прямой (3), которое приведено с рекомендациями в работе [3]:

$$E = (0,7914 - 0,2927 \cdot 10^{-3} T) \pm \left[2,0687 \sqrt{3,15 \cdot 10^{-5} \left(\frac{1}{25} + \frac{(T - 760,08)^2}{587420} \right)} \right]^* \quad (3)$$

Активность α -празеодима в расплавах индия в интервале $T = 573–1073$ К, рассчитанная по уравнению (3), описывается уравнением (4) и хорошо согласуется с данными в работе [4], полученными для более узкого диапазона температуры:

$$\lg a_{\alpha\text{-Pr}(\text{In})} = (4,425 - 11965/T) \pm \left[2,0687 \sqrt{0,013 \left(\frac{1}{25} + \frac{(1/T - 0,00137)^2}{1,6 \cdot 10^{-6}} \right)} \right]^* \quad (4)$$

Электродвижущую силу гальванического элемента (1) пересчитывали относительно металлического празеодима с учётом поправки на фазовый переход ($\alpha\text{-Pr} \rightarrow \beta\text{-Pr}$ при $T = 1069$ К), используя правило сложения электродвижущих сил.

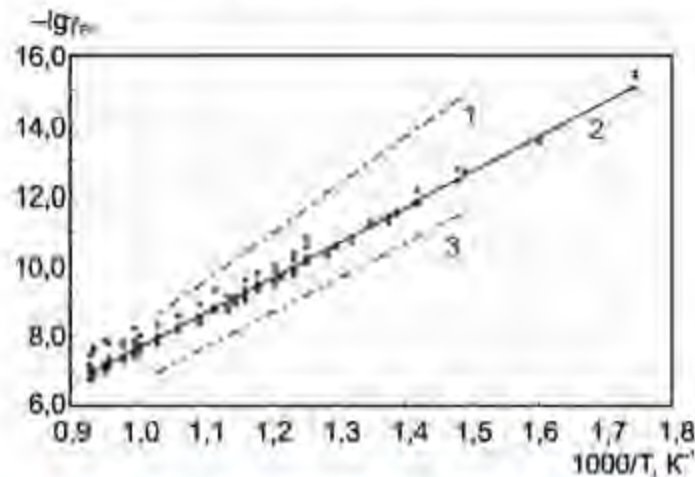
При определении коэффициентов активности α -празеодима рабочими электродами были тройные, не насыщенные по празеодиму, расплавы Pr-Ga-In . Коэффициенты активности α -празеодима рассчитывали по значениям электродвижущей силы гальванического элемента (1) и концентрации празеодима в сплаве, определённой по анализу.

В исследуемом интервале температуры зависимость $\lg a_{\alpha\text{-Pr}} = f(T)$ в эвтектическом расплаве Ga-In аппроксимируется уравнением (5)

$$\lg a_{\alpha\text{-Pr}(\text{Ga-In})} = (2,351 - 9996/T) \pm \left[1,9726 \sqrt{0,0394 \left(\frac{1}{191} + \frac{(1000/T - 1,1087)^2}{3,948} \right)} \right]^* \quad (5)$$

* В квадратных скобках в формулах (3), (4), (5) приведена погрешность.

Проведено сравнение опубликованных данных о коэффициентах активности α -празеодима в жидких галлии и индии с экспериментальными результатами, полученными для сплавов Ga–In эвтектического состава.



Коэффициенты активности α -Pr в сплавах:
In–Ga (1) [Н.р.]*, In (2) [4], Ga (3) [5]

По уравнению (5) были рассчитаны избыточные термодинамические характеристики празеодима в расплаве галлия с индием.

Избыточные термодинамические характеристики α -Pr
в сплавах с Ga, In и эвтектическом расплаве Ga–In

Металлы	$-\Delta F_{\text{Pr}}^{\text{изб}}$ Дж/моль	$-\Delta \bar{S}_{\text{Pr}}^{\text{изб}}$ Дж/(моль·К)	$-\Delta \bar{G}_{\text{Pr}}^{\text{изб}}$, Дж/моль			Источник
			676 К	775 К	976 К	
Ga	259,6	102,1	190,9	180,7	160,3	[5]
In	191,7	64,1	148,4	142,0	129,2	[4]
Ga–In	181,4±3,8	45,0±4,2	161,0±1,5	156,5±0,9	147,5±0,6	Н.р.

По значениям коэффициентов активности празеодима однородные сплавы Pr–Ga–In занимают промежуточное положение между сплавами с галлием Pr–Ga и индием Pr–In. С уменьшением температуры значения $\lg a_{\text{Pr}}$ в эвтектическом расплаве Ga–In постепенно смещаются от двойной системы Pr–Ga к системе Pr–In.

Выводы

По результатам измерений электродвижущей силы гальванических элементов при $T = 573\text{--}1073\text{ К}$ определены значения коэффициентов активности и рассчитаны избыточные термодинамические характеристики α -празеодима в эвтектическом расплаве Ga–In. С повышением температуры влияние галлия на коэффициенты активности празеодима в тройных сплавах увеличивается, что, вероятно, связано с усилением взаимодействия между частицами празеодима с галлием в однородных расплавах Pr–Ga–In.

* Настоящая работа.

Список литературы

1. О федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» [Электронный ресурс]: Постановление Правительства Российской Федерации от 3 февраля 2010 г. № 50 // Интернет-портал «Российской газеты», 2010. URL: <http://www.rg.ru/2010/04/20/prog-site-dok.html> (Дата обращения: 15.02.2013).
2. Яценко С.П., Аникин А.Ю., Диева Э.Н. Растворимость редкоземельных металлов в жидком галлии // Изв. АН СССР. Металлы, 1972. № 2. С. 212–214.
3. Дегтярь В.А., Баянов А.П., Внучкова Л.А., Серебренников В.В. Термодинамика систем La–In и La–Ti // Изв. АН СССР. Металлы, 1971. № 4. С. 149–153.
4. Кобер В.И., Дубинин В.А., Кочкин В.И. и др. Фазовый состав и термодинамические свойства соединений лантана с индием // Изв. вузов. Цветная металлургия, 1983. № 6. С. 113–114.
5. Волкович В.А., Данилов Д.А., Васин Б.Д. и др. Спектроскопическое исследование рения в расплавах галогенидов щелочных металлов // Расплавы, 2006. № 4. С. 21–28.

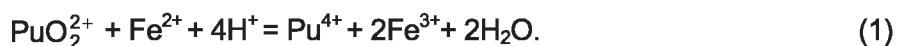
*А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын,
С.Ю. Мельчаков*, Л.Ф. Ямщиков*, В.А. Иванов*,
В.А. Волкович*, В.А. Наговицын**

ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДИЧЕСКИХ ФАКТОРОВ КУЛОНОМЕТРИЧЕСКОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ СУММЫ УРАНА И ПЛУТОНИЯ

До настоящего времени в ОАО «ГНЦ НИИАР» массовая доля плутония определяется методом автоматического кулонометрического титрования. Массовая доля урана определяется методом изотопного разбавления с масс-спектрометрическим окончанием. Указанный способ позволяет определять содержание урана с погрешностью $\leq 0,15\%$, однако он достаточно трудоёмкий, требующий проведения двухкратного выделения фракции урана анионообменным методом в присутствии «метки» и без «метки». В отдельных случаях определение массовой доли урана в МОКС-топливе проводится экспериментально-расчётным методом. Указанный способ достаточно прост, однако погрешность определения массовой доли урана лежит в пределах $0,5\text{--}1,0\%$ и не всегда обеспечивает требования технических условий на топливо.

Отсутствие надёжной прецизионной методики определения урана и плутония в МОКС-топливе без их предварительного разделения явилось мотивацией для разработки методики определения массовой доли суммы урана и плутония методом автоматического кулонометрического титрования.

Идея разработки новой методики для определения суммы урана и плутония в МОКС-топливе состоит в следующем. После количественного растворения навески топлива раствор делится на две части. В одной части раствора проводят определение плутония по разработанной ранее методике автоматического кулонометрического титрования PuO_2^{2+} электрогенерированными ионами Fe^{2+} в соответствии с уравнением



* Сотрудник ФГАОУ ВПО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина».

Во второй части раствора проводят определение суммы урана и плутония путём химической подготовки, включающей стадию восстановления UO_2^{2+} до U^{4+} и Pu^{4+} до Pu^{3+} , последующего окисления U^{4+} и Pu^{3+} до UO_2^{2+} и Pu^{4+} избытком бихромата калия, который титруют электрогенерированными ионами Fe^{2+} .

Содержание суммы урана и плутония или плутония рассчитывают по количеству электричества, которое требуется для электрохимического восстановления Fe^{3+} до Fe^{2+} на твёрдом платиновом электроде. Концентрация урана в анализируемом растворе определяют по разности значений суммы урана и плутония и плутония.

На первом этапе исследования выбора условий и режима кулонометрического титрования суммы урана и плутония проводили на стандартизованном растворе бихромата калия. В качестве методических параметров, влияющих на метрологические характеристики метода автоматического кулонометрического титрования, были изучены:

- состав фоновго раствора на стадии титрования;
- способ перемешивания фоновго раствора;
- масса аликвоты раствора бихромата калия;
- масса титруемого вещества в аликвоте анализируемого раствора.

Приведены результаты исследования влияния указанных методических факторов на параметры точности титрования.

Влияние методических факторов на параметры точности титрования бихромата калия

Характеристика методического фактора	Число титрований	Результат измерения, % от теоретического для доверительной вероятности $p = 0,95$
Состав фоновго раствора:		
4,5 моль /л H_2SO_4 , 0,8 моль /л H_3PO_4 , 5 г/л Fe	10	$99,94 \pm 0,14$
4,0 моль /л H_2SO_4 , 4,0 моль /л H_3PO_4 , 5 г/л Fe	10	$99,47 \pm 0,29$
4,5 моль /л H_2SO_4 , 0,8 моль /л H_3PO_4 , 10 г/л Fe	10	$99,70 \pm 0,17$
4,0 моль /л H_2SO_4 , 4,0 моль /л H_3PO_4 , 10 г/л Fe	10	$99,77 \pm 0,22$
4,0 моль /л H_2SO_4 , 5 г/л Fe	10	$99,73 \pm 0,28$
4,0 моль /л H_2SO_4 , 10 г/л Fe	10	$99,81 \pm 0,28$
Способ перемешивания:		
барботирование (гелием)	10	$99,79 \pm 0,26$
механический (магнитной мешалкой)	10	$100,24 \pm 0,25$
барботирование + механический	10	$99,91 \pm 0,14$
Масса аликвоты, г:		
0,2	10	$99,61 \pm 0,46$
0,4	10	$99,60 \pm 0,42$
0,5	10	$100,32 \pm 0,37$
0,5	10	$100,04 \pm 0,21$
1,0	10	$99,93 \pm 0,12$
1,5	10	$99,99 \pm 0,10$
2,0	10	$99,90 \pm 0,12$
2,5	10	$99,87 \pm 0,11$
3,0	10	
Масса $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$ в аликвоте, мг:		
0,52	10	$99,66 \pm 0,39$
1,08	10	$100,11 \pm 0,17$
1,54	10	$100,08 \pm 0,13$
2,07	10	$99,89 \pm 0,14$
3,11	10	$99,91 \pm 0,12$
4,03	10	$99,93 \pm 0,15$
5,06	10	$99,95 \pm 0,12$

Результаты титрований показали, что наилучшие результаты достигаются в фоновом растворе состава: 0,8 моль/л H_3PO_4 , 4,5 моль/л H_2SO_4 и 5 г/л Fe. При одновременном использовании двух способов перемешивания отрицательная погрешность при перемешивании газом компенсируется положительной погрешностью при использовании механического перемешивания. Увеличение массы аликвоты и массы титруемого вещества в аликвоте приводит к снижению погрешности определения. Рекомендуемая масса аликвоты может составлять 1,5–2,5 г, масса титруемого вещества в аликвоте 1,5–3,0 мг.

В следующей серии экспериментов предусматриваются исследования влияния природы восстановителя и состава раствора на стадиях окисления и восстановления смеси урана и плутония.

В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, В.М. Чистяков

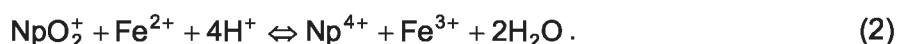
КИНЕТИКА ВОССТАНОВЛЕНИЯ ПЯТИВАЛЕНТНОГО НЕПТУНИЯ СУЛЬФАМИНАТОМ ЖЕЛЕЗА (II) В РАСТВОРАХ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ

Спектрофотометрическим методом исследована кинетика химического восстановления Np (V) ионами Fe (II) в растворах азотной кислоты в интервале концентрации C 1–3 моль/л, начальной концентрации сульфамината железа (II) $(0,59–2,94) \cdot 10^{-3}$ моль/л и температуры 298,2–319,2 К.

Установлено, что восстановление протекает по закону скорости для обратимой реакции

$$-\frac{dC_{\text{Np(V)}}}{dt} = k_1 C_{\text{Np(V)}} - k_0 \quad (1)$$

в соответствии с химическим уравнением



Приведены константы скорости k_1 и k_0 , степень превращения α реакции (2) при различных значениях концентрации азотной кислоты и сульфамината железа (II) и температуры.

Полученные экспериментальные данные могут быть суммированы следующим образом:

– из зависимости $\lg k_1 - \lg [\text{H}^+]$ следует предположение, что реакция (2) протекает несколькими параллельными путями, которые можно представить в виде уравнения

$$k_1 = k_0' + k_1' [\text{H}^+] + k_2' [\text{H}^+]^2 ; \quad (3)$$

– близость констант прямой реакции k_1 и термодинамических параметров образования активированного комплекса для растворов азотной кислоты и для ранее изученной реакции (2) в растворах хлорной кислоты свидетельствует об идентичности механизма

окислительно-восстановительного взаимодействия Np (V) и Fe (II) в хлорно- и азотнокислых растворах;

– отрицательное значение энтропии активации указывает на то, что реакция (1) протекает с разрывом связи в соответствии с эмпирически установленным правилом знака энтропии;

– вклад структурной составляющей ($T \Delta S^\ddagger$) в общее значение свободной энергии Гиббса (ΔG^\ddagger) несколько выше вклада энергетической составляющей (ΔH^\ddagger). Это даёт основание предполагать, что в ходе восстановления происходят структурные изменения центрального иона ($\text{NpO}_2^+ \rightarrow \text{Np}^{4+}$).

Константы скорости (k_1 и k_0), степень превращения α редокс-реакции (1) в зависимости от концентрации HNO_3 , сульфамината железа (II) и температуры

Номер эксперимента	C_{HNO_3} , моль/л	$C_{\text{Fe(II)}}, \times 10^3$ моль/л	T, К	$k_1, \times 10^3 \text{ с}^{-1}$	$k_0, \times 10^7$ моль/(л·с)	α
1	1,0	1,18	304,2	0,58	0,2	88
2	1,5	1,18	304,2	1,8	0,8	90
3	2,0	1,18	304,2	3,5	1,5	89
4	2,5	1,18	304,2	6,4	3,0	90
5	3,0	1,18	304,2	7,5	4,0	93
6	2,0	0,59	304,2	2,5	4,0	90
7	2,0	0,88	304,2	3,7	3,5	92
8	2,0	1,18	304,2	4,2	3,5	89
9	2,0	1,76	304,2	7,4	4,0	91
10	2,0	2,00	304,2	6,7	3,5	92
11	2,0	2,94	304,2	11,5	4,0	90
12	2,0	1,18	298,2	3,4	1,6	91
13	2,0	1,18	305,2	4,2	2,4	90
14	2,0	1,18	309,2	5,5	2,1	92
15	2,0	1,18	314,7	5,8	2,4	91
16	2,0	1,18	319,2	10,4	4,8	91

Примечание. Для всех экспериментов $C_{\text{Np(V)}} = 0,50 \cdot 10^{-3}$ моль/л.

Проведённые исследования являются основой для разработки методики анионо-обменного выделения нептуния из растворов облучённого топлива.

А.А. Баранов, Е.А. Ерин, Л.В. Нагайцева, В.М. Чистяков

ИЗУЧЕНИЕ РАСТВОРИМОСТИ НЕКОТОРЫХ ФТОРИДОВ АКТИНИДОВ И ЛАНТАНИДОВ В СОЛЕВОЙ СИСТЕМЕ LiF–NaF–KF (FLiNaK)

В последние два десятилетия наблюдается возрождение интереса разработчиков к жидкосолевым реакторам. В таких реакторах в качестве топливной соли могут выступать расплавы фторидов металлов. К топливной соли жидкосолевых реакторов предъявляют ряд жёстких требований по температуре плавления, термической и радиационной стабильности, вязкости, упругости пара расплавов и др. Среди них важное место занимает требование высокой растворимости топливных материалов, минорных актинидов и продуктов деления в топливной соли. Изучение растворимости фторидов актинидов и лантанидов в таких расплавах, по этой причине, является весьма актуальным.

Получены результаты изучения растворимости тетрафторидов урана и тория в солевой эвтектике: 46,5LiF–11,5NaF–42KF (FLiNaK) в диапазоне температуры (Т) от 823 до 973 К. Эта солевая система считается перспективной для будущего реактора – пережигателя минорных актинидов. Для изучения растворимости использовали метод изотермического насыщения расплава исследуемым препаратом, приготовленным в виде спрессованных таблеток, размещённых в расплаве на специальной подвеске. Экспериментально установлены высокие значения растворимости тетрафторидов урана и тория – мольная доля их достигает примерно 45 и 38 % соответственно в солевой системе FLiNaK при Т = 973 К. Логарифмические уравнения зависимости растворимости S тетрафторидов урана и тория (с мольной долей в процентах) от температуры (в кельвинах) расплава имеют следующий вид:

$$\lg S = 4,23 - 2496,9/T \quad (\text{для } \text{UF}_4);$$

$$\lg S = 2,96 - 1315,4/T \quad (\text{для } \text{ThF}_4).$$

С использованием аналогичной методики впервые измерена растворимость PuF₃ и AmF₃ в системе FLiNaK при температуре от 823 до 973 К. Показано, что их растворимость в 10 раз превышает все известные до сих пор значения. Кроме того, измерена растворимость фторидов лантанидов CeF₃ и NdF₃ и установлено, что они могут быть использованы как имитаторы PuF₃ и AmF₃ соответственно. Мольная доля растворимых CeF₃, PuF₃ и AmF₃ достигает 31,8; 33,1 и 43,4 % соответственно при Т = 973 К. Логарифмические уравнения зависимости растворимости трифторидов плутония, америция и неодима (с мольной долей в процентах) от температуры (в кельвинах) расплава имеют следующий вид:

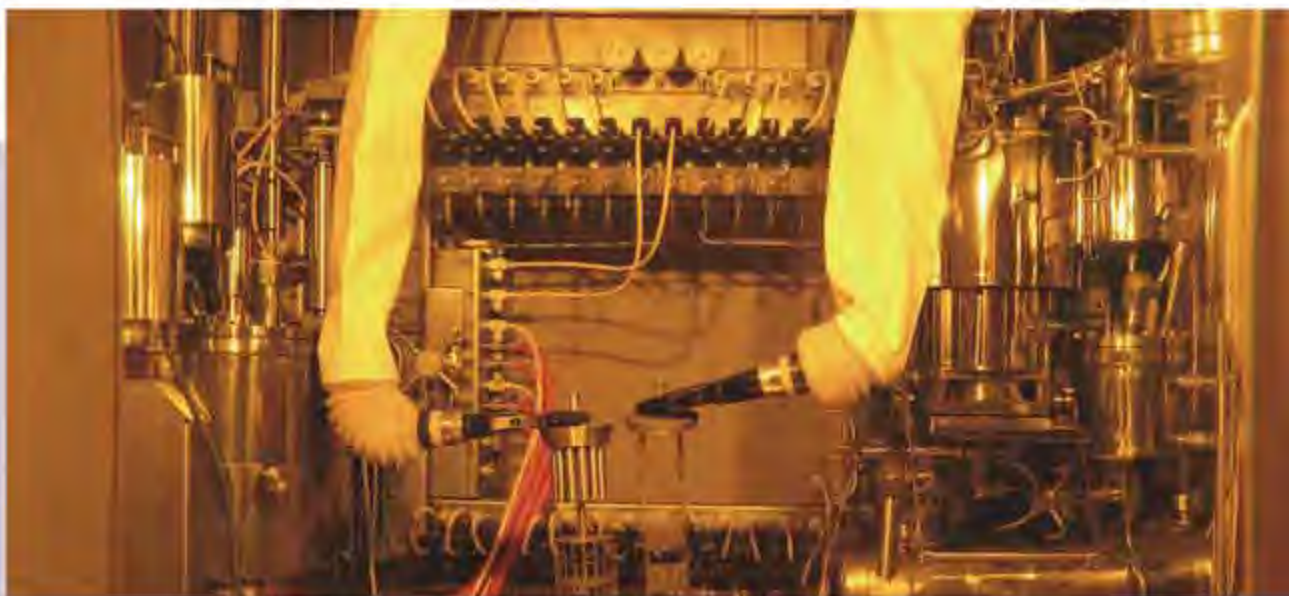
$$\lg S = 5,58 - 3949,3/T \quad (\text{для } \text{PuF}_3);$$

$$\lg S = 3,75 - 2051,6/T \quad (\text{для } \text{Am F}_3);$$

$$\lg S = 3,94 - 2300,0/T \quad (\text{для } \text{NdF}_3).$$

*А.А. Лизин, С.В. Томилин, О.Е. Гневашов,
Р.К. Газизов, А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын,
А.А. Баранов, Л.В. Захарова, Н.Ю. Незговорев*





ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

5

ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2012

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Одним из важнейших достижений ОАО «ГНЦ НИИАР» 2012 года в области производства радионуклидов стало завершение монтажа, пусконаладочных работ, а также запуск в опытную эксплуатацию второй очереди производства радионуклида молибдена-99. Работы в этом направлении не только позволяют расширить номенклатуру радионуклидной продукции, но и являются первым шагом на пути создания современного производства радионуклидной продукции, характеризующегося высоким уровнем компьютеризации, внедрением дистанционно управляемых исполнительных механизмов и обеспечивающего такие условия производства, которые соответствуют всем современным требованиям, предъявляемым к производству радионуклидной продукции медицинского назначения.

Тенденция развития рынка радионуклидной продукции свидетельствует о его относительной устойчивости. Результаты производственной деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР» в 2012 году в этом направлении в целом воспроизводят показатели, достигнутые в предыдущие три-четыре года. Прогноз развития рынка традиционной номенклатуры радионуклидной продукции ОАО «ГНЦ НИИАР» на 2013 год и последующие годы благоприятный, так как в 2012 году были сформированы условия для увеличения объёма потребления производимых в институте радионуклидов как за рубежом, так и в России. Например, увеличились запросы на поставку препаратов стронция-89, вольфрама-188, иода-125, иода-131.

Очевидно, что решение чисто производственной задачи радионуклидного направления невозможно без развития научных основ технологий, поскольку само по себе это производство является высокотехнологичным и, конечно, требует технологических усовершенствований. Необходимость разработки новых технологий и новых видов продукции, расширения области применения радионуклидов очевидна. Результаты работы института в этом направлении также представлены в настоящем разделе.

Важно отметить начавшуюся реструктуризацию распределения реакторного и технологического ресурсов института в связи с началом реализации в ОАО «ГНЦ НИИАР» ряда федеральных целевых программ, предусматривающих выполнение реакторных экспериментов, работ по созданию новых видов топлива и осуществление других проектов. Всё это неизбежно отразится на возможностях института в области дальнейшего развития производства радионуклидов. В этих условиях для сохранения данного направления деятельности и повышения его эффективности особенно актуальными становятся разработки новых технологий, расширение спектра готовой продукции, переход на выпуск продукции с увеличенной степенью технологического передела.

Для компенсации производственных потерь, связанных с конкуренцией за технологические ресурсы, в 2012 году ОАО «ГНЦ НИИАР» совместно с ФГБОУ ВПО «Ульяновский государственный университет» была подготовлена конкурсная заявка в Министерство образования и науки Российской Федерации на реализацию проекта «Комплексная модернизация и развитие производства реакторных радионуклидов в ОАО „ГНЦ НИИАР“ для обеспечения развития ядерной медицины и радиационных технологий». Конкурс проводился в рамках постановления Правительства Российской Федерации от 9 апреля 2010 года N 218 «О мерах государственной поддержки развития кооперации российских высших учебных заведений и организаций, реализующих комплексные проекты по созданию высокотехнологичного производства». Решением конкурсной комиссии проект ОАО «ГНЦ НИИАР» признан победителем.

Заявленный проект предусматривает разработку новых технологий и создание новых участков производства источников ионизирующего излучения на основе кобальта-60, иридия-192, селена-75, радионуклидов медицинского назначения: стронция-89, лютеция-177, вольфрама-188, иттрия-90, радия-223, генераторов альфа-излучающих радионуклидов; модернизацию действующего производства иода-131 и калифорния-252. Проект планируется реализовать за три года.

Р.А. Кузнецов

Выбор материала подложки мишени. При синтезе сверхтяжёлых элементов в качестве материала подложки используется титан, с нанесёнными на его поверхность трансплутониевыми элементами. К несомненным достоинствам титана можно отнести его химическую устойчивость, механическую прочность, пластичность, термическую устойчивость. Однако недостаточная адгезия трансплутониевых элементов (чаще всего в виде оксида) к титану приводит к потере ценных радионуклидов и, как следствие, уменьшению выхода ядер сверхтяжёлых элементов. В качестве альтернативы подложка из титана сотрудниками ОАО «ГНЦ НИИАР» был предложен вариант использования интерметаллических соединений (сплавов) берклия с палладием. Известно, что в системах Pd–Am и Pd–Cm возможно образование твёрдого раствора радионуклида в палладии при атомной доле радионуклида до 25 %. Расчёты показывают, что при требуемых значениях массовой поверхностной плотности радионуклида (1 мг/см^2) и толщины палладиевой фольги (2 мкм) атомное соотношение палладия к берклию составит 1:1. При таком соотношении в системе Pd–Bk возможно образование интерметаллических соединений палладия с беркнием, что значительно уменьшает прочность палладиевой фольги. Использование более плотной платины увеличивает риск образования радиоактивных ядер, образующихся при реакции слияния ядер платины с ионами кальция-48.

Изготовление активной части мишени. Электрохимическое осаждение позволяет получать равномерные осадки при контролируемом и количественном выходе осаждаемого радионуклида. В ходе работ был выбран метод электрохимического осаждения и использовались следующие апротонные электролиты:

- ◆ муравьиная кислота с массовой долей 67 %;
- ◆ муравьиная кислота с этиловым спиртом и массовой долей последнего – до 20 %;
- ◆ этиловый спирт с уксусной кислотой;
- ◆ этиловый спирт с глицерином;
- ◆ этиловый спирт с массовой долей 96 %;
- ◆ изобутиловый спирт;
- ◆ этиловый спирт (массовая доля 2 %) с изобутиловым спиртом (массовая доля 98 %).

Наиболее перспективным электролитом был признан последний: осаждённый слой радионуклида, выход которого составлял 89–91 %, наиболее прочно фиксировался на подложке.



Внешний вид фреймы для электрохимического нанесения препарата берклия-248

Контроль содержания радионуклидов. Дистанционное определение содержания берклия-249 в сегментах и технологических растворах проводили гамма-спектрометрическим методом по наличию дочернего калифорния-249 (аналитическая линия 388 кэВ) с помощью гамма-спектрометра «InSpector-2000» фирмы «Салбета». Программное обеспечение прибора позволяет проводить расчёт эффективности регистрации для источников различного размера, применяемых в лабораторной практике, без применения калибровочных источников и с точностью порядка нескольких процентов. Измерение содержания калифорния-249 в фасовке препарата берклия-249, сертифицированного Ок-Риджской национальной лабораторией США, показало, что в препарате содержится 0,370 мг калифорния при расчётном значении – 0,378 мг. Это позволило в дальнейшем проводить измерения и определять содержание калифорния и берклия относительным методом с использованием фасовки препарата в качестве эталона.

Кроме этого, содержание берклия-249 оценивали по накоплению калифорния-249, проводя повторные измерения через интервал времени от двух до семи суток. Этот интервал обусловлен невозможностью определения приращения массы калифорния за меньшее время из-за статистической погрешности расчёта скорости счёта.

Различия результатов, полученных относительным методом и методом измерения накопления дочернего калифорния, не превышает 5 %. Общая погрешность дистанционных измерений составила не более 15 %.

Характеристика сегментов мишени

Параметр	Номер сегмента					
	1	2	3	4	5	6
Масса берклия-249 на сегменте, мг	0,33	0,32	0,31	0,36	0,36	0,38
Массовая поверхностная плотность берклия-249, мг/см ²	1,75	1,67	1,66	1,90	1,90	1,98

Титановая фольга толщиной 1,5 мкм с нанесённым на неё препаратом берклия-249 показана на рисунке ниже.



Внешний вид титановой фольги с нанесённым препаратом берклия-249

Разработка способов регенерации трансплутониевых элементов. Одним из этапов исследований, проводимых в ОАО «ГНЦ НИИАР», являлась разработка способов регенерации трансплутониевых элементов (^{249}Bk , ^{249}Cf) из облучённых титановых мишеней. На имитаторах, близких по химическим свойствам к берклию и калифорнию, методом экстракционной хроматографии были определены условия и режимы регенерации. В качестве экстрагента использовалась ди(2-этилгексил)фосфорная кислота (Д2ЭГФК), а наполнителя – порошок политетрафторэтилена (фторопласт).

Показано, что в данных системах достигается очистка препаратов от катионных примесей на уровне 10^3 с выходом радионуклида 99,0–99,5 %. Но при выделении берклия и калифорния из реальных растворов, полученных кипячением мишеней в растворе азотной кислоты с концентрацией 8 моль/л, содержащей перекись водорода с концентрацией 0,9 моль/л, происходило одновременное растворение титана. Присутствие титана приводит в дальнейшем к потере более 10 % трансплутониевых элементов – берклия и калифорния – при их экстракционно-хроматографической очистке в результате конкурирующей сорбции титана.

Это обстоятельство обусловило необходимость разработки новой методики регенерации берклия и калифорния из облучённых стартовых материалов с предварительной очисткой их от титана. Исследования по разделению титана и трёхвалентных трансплутониевых элементов проводили на модельном растворе азотной кислоты с концентрацией 2 моль/л, содержащей титан с концентрацией 0,065 моль/л и америций-241 активностью $1,65 \cdot 10^6$ Бк, варьируя соотношение массовой доли экстрагента и наполнителя в пропорциях 1:2; 1:3 и 1:4 соответственно. Модельный раствор объёмом 1 мл порционно переносили на экстракционно-хроматографическую колонку. В этих условиях америций-241 не сорбировался на колонке и проходил в фильтрат. Затем колонку промывали раствором азотной кислоты с концентрацией 2 моль/л, равным по объёму 3–5 объёмам колонки. На финальной стадии проводили смыв Д2ЭГФК с фторопласта бензолом. Наилучшие результаты по разделению титана и америция-241 получены в системе с соотношением Д2ЭГФК к фторопласту, равным 1:2. При другом соотношении уменьшается выход целевого продукта.

Полученные результаты показывают, что за один экстракционно-хроматографический цикл можно осуществить очистку трансплутониевых элементов от титана на уровне 10^3 с потерями менее 0,01 %. После проведения очистки от титана полученный фильтрат и промывной раствор корректируются по кислотности, по ранее разработанным режимам проводятся экстракционно-хроматографическое разделение берклия и калифорния и последующая их очистка от катионных примесей.

*М.А. Рябинин, Е.А. Ерин, Р.А. Кузнецов, Н.Н. Андрейчук,
А.Ю. Баранов, И.Г. Зеленковский, С.А. Иванов, Д.А. Ильин,
А.Н. Пахомов, Н.В. Тетюкова, И.В. Целищев*

ЗАКРЫТЫЙ ИСТОЧНИК АЛЬФА-ЧАСТИЦ НА ОСНОВЕ КЮРИЯ-244 ДЛЯ КОСМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Радионуклидные источники ионизирующих излучений широко применяются в различных отраслях промышленности, медицине, научных исследованиях [1]. Для удовлетворения эксплуатационных требований, предъявляемых к источникам, в ОАО «ГНЦ НИИАР» разработаны и реализованы различные методы изготовления широкой номенклатуры источников альфа-, бета-, гамма- и нейтронного излучения на основе различных радионуклидов [2].

Источники альфа-излучения могут использоваться в рентгеноспектральном анализе для экспрессного исследования проб вещества в лабораторных и полевых условиях [3, 4]. Например, открытые альфа-источники на основе юрия-244 использовались для комплектации альфа-протонно-рентгеновских спектрометров, применяемых для исследования элементного состава пород космических объектов в рамках программ по изучению Марса и его спутника Фобоса Национального управления США по воздухоплаванию и исследованию космического пространства и Европейского космического агентства.

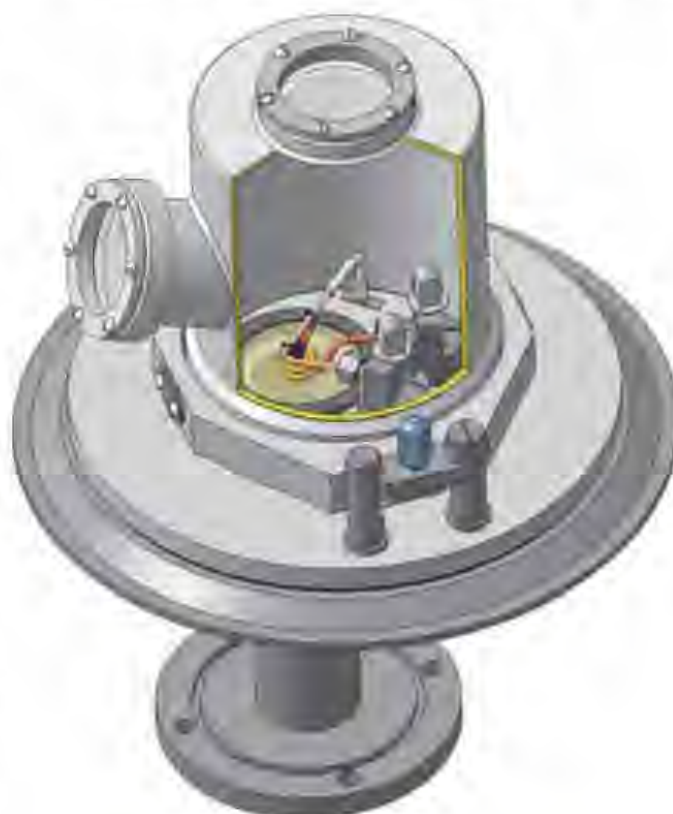


Внешний вид альфа-протонно-рентгеновского спектрометра (APX) марсохода «Mars Pathfinder» (1997 г.)

Для изготовления активной части открытых источников альфа-излучения в ОАО «ГНЦ НИИАР» разработан и реализован метод высокотемпературной конденсации паров металлического трансплутониевого элемента на подложки из различных материалов [5].

Для этого в институте была разработана, изготовлена и смонтирована высоковакуумная установка, центральная часть которой показана на рисунке.

Для контроля технологических операций, проводимых при изготовлении источников активностью до 370 МБк (10 мКи), разработаны, изготовлены и откалиброваны блоки детектирования альфа-частиц [6]. На основании предварительно проведённых исследований в качестве материала подложки был выбран металлический кремний, более доступный по сравнению с платиновыми металлами и обладающий высокой химической устойчивостью. В результате исследования микрообразцов системы Cm–Si [7] рентгеновским дифрактометрическим методом были обнаружены силициды CmSi, Cm₂Si₃, CmSi₂, CmSi_{1,88}. Большое содержание юрия в этих соединениях позволяет получать источники



Внешний вид установки для получения активной части альфа-источников

с достаточно высокой активностью и малым значением ширины альфа-линии на половине высоты её интенсивности.

Спектрометрические характеристики открытых альфа-источников могут меняться из-за взаимодействия активной части с продуктами радиолитического разложения воздуха [1], при этом ухудшается и их экологическая безопасность. Для стабилизации свойств источника поверхность его активной части необходимо изолировать от окружающей среды нанесением защитных покрытий, что не должно, однако, существенно изменять основные характеристики источника – выход альфа-частиц и ширину альфа-линии.

В ОАО «ГИЦ НИИАР» была изучена возможность нанесения защитных покрытий на основе оксида кремния и металлического алюминия. Но так как эти покрытия отслаивались, была выбрана закрытая конструкция источника, корпус и выходное окно которого изготавливали из титана, обладающего высокой химической стойкостью. Были отработаны режимы герметизации закрытого источника, проведён анализ качества сварных соединений. Сварку корпуса, фольги и шайбы выполнили на установке лазерной сварки «КВАНТ-15» с использованием гелия в качестве защитного газа. Анализ качества сварных соединений проводили с помощью визуального и металлографического методов контроля.



Внешний вид закрытого источника альфа-излучения

(а – корпус, активная часть, пружинистая шайба и пробка; б – торцевая часть; в – выходное окно из титановой фольги) и установки лазерной сварки «КВАНТ-15» (г)

По разработанной технологии были изготовлены опытные образцы (имитаторы) закрытых источников альфа-частиц, спектрометрические характеристики которых приведены в таблице.

Спектрометрические характеристики источников до и после герметизации

Номер источника	Активность источника, ГБк		Отношение ширины альфа-пика на её полувысоте к максимальной энергии, %		Смещение максимума альфа-пика, кэВ
	До герметизации	После герметизации	До герметизации	После герметизации	
1	0,13	0,12	2,7	3,8	650
2	0,16	0,14	2,3	3,0	650
3	0,39	0,37	4,4	5,5	680

В ОАО «Научно-исследовательский институт теплоэнергетической физики и автоматизации» проведены испытания имитаторов источников и расчёт их надёжности (соответствие установленным требованиям по классам прочности). Было установлено, что данные источники соответствуют классу прочности С 22211 по классификации ГОСТа 25926-90. Назначенный срок службы этих источников – пять лет при соответствии условий эксплуатации заданным действующим факторам класса 22211 ГОСТа 25926-90. Герметичность источников проверяли инверсионным методом в соответствии с требованиями стандарта ИСО 9976:1992/Е.

Закрытыми источниками на основе цория-244 активностью около 370 МБк (10 мКи), изготовленными по данной технологии, оснащён альфа-протонно-рентгеновский спектрометр в составе многоцелевого исследовательского комплекса Национального управления США по воздухоплаванию и исследованию космического пространства «Mars Science Laboratory Curiosity Rover», посадка которого на поверхность Марса успешно состоялась 6 августа 2012 года. Тестовые испытания спектрометра прошли 11 сентября и показали хорошие результаты.



Внешний вид многоцелевого исследовательского комплекса «Mars Science Laboratory Curiosity Rover» (2012 г.)

Список литературы

1. Сытин В.П., Теплов Ф.П., Череватенко Г.А. Радиоактивные источники ионизирующих излучений. – М.: Энергоиздат, 1984. – 128 с.
2. Радионуклидные источники и препараты: каталог / под ред. Е.А. Карелина – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998 – 68 с.
3. Radchenko V., Andreichikov B., Wanke H. et al. Curium-244 alpha-sources for space research // Appl. Radiat. Isot., 2000. V. 53, № 4–5. P. 821–824.
4. Ридер Р., Венке Г., Экономоу Т. и др. Исследование химического состава вещества на борту посадочных модулей космических аппаратов: альфа-протонно-рентгеновский спектрометрический комплекс // Космические исследования, 1998. Т. 36, № 5. С. 546–550.
5. Радченко В.М., Селезнёв А.Г., Рябинин М.А. и др. Исследование сплавов ^{244}Cm с платиной, иридием и родием, полученных конденсацией паров металлического кюрия // Радиохимия, 1994. Т. 36, вып. 4. С. 299–303.
6. Гаврилов В.Д., Радченко В.М., Полетушин В.В., Кушнаренко А.И. Блок детектирования для измерения потока и энергетического распределения альфа-частиц от источников активностью до 10^{10} Бк // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Материаловедение и новые материалы», 1989. Вып. 3 (34). С. 3–8.
7. Радченко В.М., Селезнёв А.Г., Дрозник Р.Р. и др. Интерметаллиды кюрия с кремнием // Радиохимия, 1998. Т. 40, вып. 1. С. 6–8.

*М.А. Рябинин, Н.Н. Андрейчук,
Н.А. Костюченко, Г.В. Мирошниченко*

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ И СОЗДАНИЕ ОПЫТНОГО ПРОИЗВОДСТВА АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ.

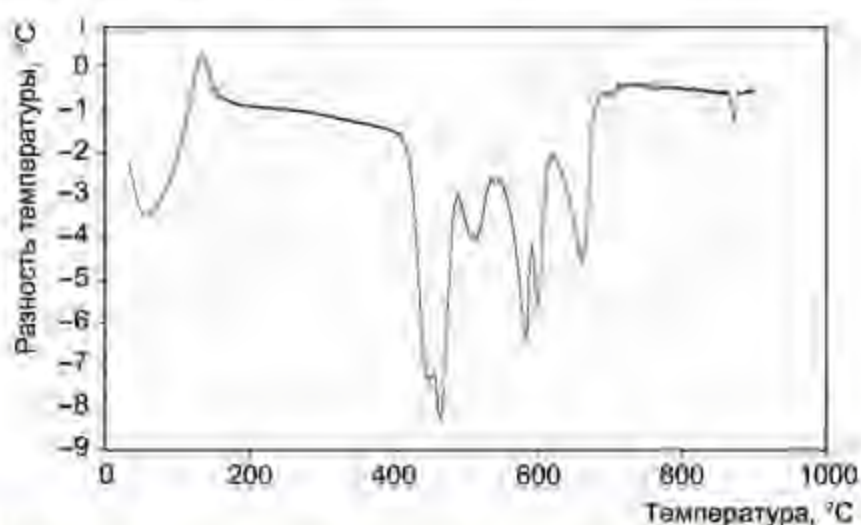
ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИЕВО-СВИНЦОВОЙ СТАРТОВОЙ КОМПОЗИЦИИ ДЛЯ ОБЛУЧЕНИЯ РАДИЯ-226

Одним из возможных методов получения короткоживущих альфа-эмиттеров медицинского назначения является облучение радия-226 в высокопоточном ядерном реакторе. При этом образуются долгоживущие радионуклиды актиния-227, тория-228 и тория-229, которые служат материнскими изотопами при генерировании висмута-213, актиния-225, радия-223, 224, висмута-212, свинца-212 и тория-227, применяемых в терапии склонных к образованию метастаз онкологических заболеваний.

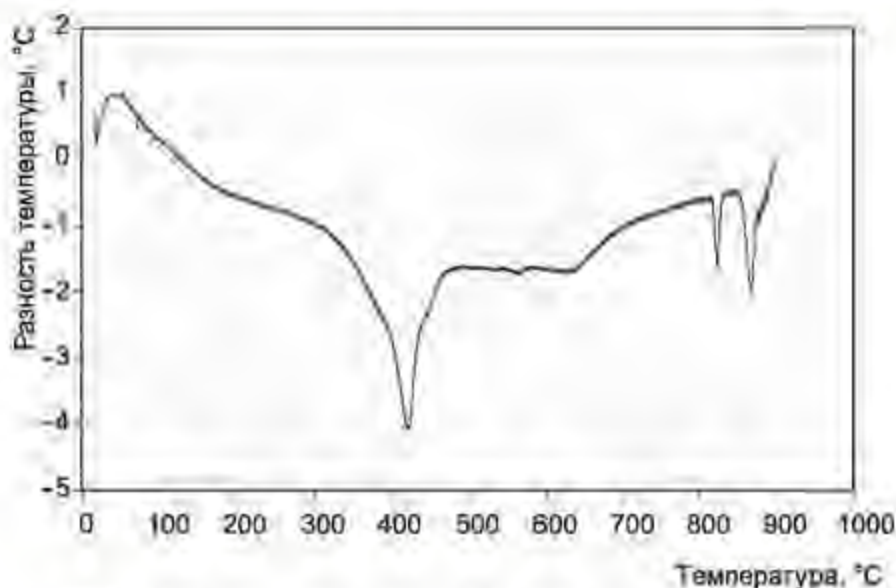
При облучении нейтронами компактных образцов радия вследствие резонансного самоэкранирования наблюдается значительное уменьшение выхода продуктов активации (до 40 %). Для уменьшения эффекта самоэкранирования при облучении радия ранее в ОАО «ГНЦ НИИАР» было предложено разбавление соединений радия оксидом свинца, слабо поглощающим нейтроны. Для получения радиево-свинцовой композиции производили соосаждение карбонатов радия и свинца с последующим прокаливанием полученного осадка для превращения карбоната свинца в оксид свинца (II).

В ходе работы установлено, что при совместном прокаливании на воздухе карбонатов радия и свинца при температуре 800 °С образуется плумбат радия со структурой кубического перовскита состава $RaPbO_3$. Цель данной работы заключалась в исследовании влияния образования плумбата радия на равномерность распределения радия в объеме стартовой композиции. Равномерность распределения существенно влияет на теплофизические и нейтронно-физические свойства стартового материала.

Исследования проводили с использованием соединений бария как имитатора радия. Модельные смеси карбонатов были получены соосаждением карбонатов бария и свинца из нитратных растворов $Ba(NO_3)_2$ и $Pb(NO_3)_2$ в соотношении 1:2 карбонатом калия K_2CO_3 . Осадки многократно промывали дистиллированной водой, отделяли фильтрованием. Полученные препараты исследовали методом термогравиметрического и дифференциально-термического анализа. Далее на рисунках представлены кривые дифференциально-термического анализа смесей.

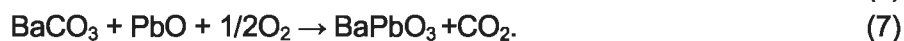
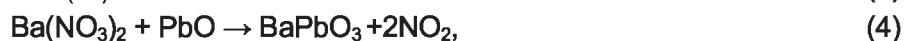


Кривая дифференциально-термического анализа смеси $Ba(NO_3)_2$ и $Pb(NO_3)_2$



Кривая дифференциально-термического анализа смеси $BaCO_3$ и $PbCO_3$

Основываясь на данных о разложении нитратов и карбонатов бария и свинца, можно утверждать, что при нагревании образцов происходят следующие реакции:



В диапазоне температуры от 100 до 150 °С происходит испарение воды из смеси $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$ и $\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$. При температуре 400–450 °С идёт разложение нитрата свинца с образованием смеси оксида свинца (II) и нестехиометрических оксидов свинца (см. реакции (1, 2)). В температурном диапазоне 450–500 °С происходят взаимопревращения различных оксидов свинца, сопровождающиеся изменением средней степени окисления свинца (см. реакции (2, 3)).

В температурном интервале от 550 до 700 °С происходит реакция образования плюмбата бария (см. реакцию 4). Пик на кривой при 870–900 °С, скорее всего, соответствует взаимодействию компонентов реакционной смеси со стенками кварцевого сосуда, что подтверждается помутнением стенок сосуда (см. реакцию 5).

Для смеси BaCO_3 и PbCO_3 пик на кривой при 400 °С соответствует разложению карбоната свинца (см. реакцию 6). В температурном диапазоне от 450 до 600 °С также происходят взаимопревращения различных оксидов свинца, сопровождающиеся изменением средней степени окисления свинца (см. реакции (2, 3)). В температурном интервале от 550 до 650 °С идёт образование метаплюмбата бария (см. реакцию 7), а при температуре выше 850 °С происходит сплавление препарата с кварцем (см. реакцию 5). При этом визуально наблюдается помутнение стенок кварцевого сосуда (см. реакцию 5).

В результате анализа полученных данных для подробного исследования были выбраны три температурные области: 500, 600 и 800 °С. Результаты рентгенофазового анализа образцов смесей карбонатов и нитратов бария и свинца, полученных прокаливанием при различной температуре, представлены в таблице.

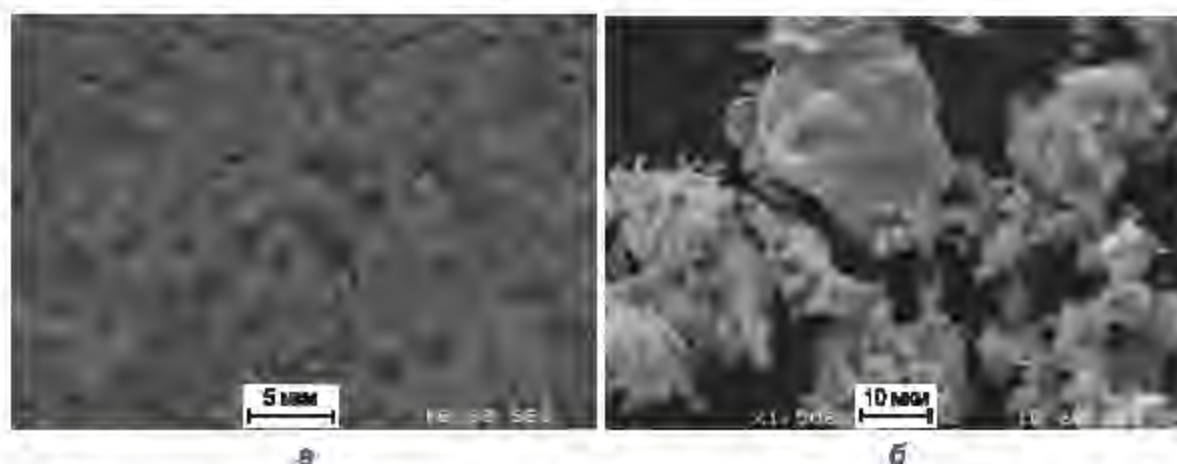
Результаты рентгенофазового анализа образцов

Исходные реагенты	Температура прокаливания, °С	Цвет	Состав	Сингония
$\text{BaCO}_3/\text{PbCO}_3$	100	Белый	BaPbCO_3	Орторомбическая
			Следы BaCO_3	Кубическая
$\text{BaCO}_3/\text{PbCO}_3$	500	Кирпичный	BaCO_3	Кубическая
			PbO	Орторомбическая
			Pb_3O_4	Тетрагональная
$\text{BaCO}_3/\text{PbCO}_3$	600	Тёмно-коричневый (почти чёрный)	BaPbO_3	Кубическая
			Следы BaCO_3	Кубическая
			PbO	Орторомбическая
$\text{BaCO}_3/\text{PbCO}_3$	800	Чёрный	BaPbO_3	Кубическая
			PbO	Орторомбическая
			Следы PbO	Тетрагональная
$\text{Ba}(\text{NO}_3)_2/\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$	500	Кирпичный	$\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$	Кубическая
			PbO	Тетрагональная
$\text{Ba}(\text{NO}_3)_2/\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$	600	Тёмно-коричневый	BaPbO_3	Кубическая
			PbO	Орторомбическая

По результатам рентгенофазового анализа выявлено, что образование п्लомбата бария происходит при температуре 600 °С.

Для исследования равномерности распределения бария были получены образцы с мольным соотношением бария и свинца приблизительно 1:15. Исследования образцов проводили методом растровой электронной микроскопии с использованием электронного микроскопа «JEOL JSM-6380 LA». Для определения элементного состава использовали энергодисперсионный рентгеновский спектрометр «JED-2300».

Анализ исходной смеси карбонатов (Ba, Pb)CO₃ показал относительно равномерное распределение бария и свинца в объеме образца. Прокаливание при температуре 500 и 600 °С качественно не изменяет распределение компонентов. В образцах, полученных при температуре 800 °С, распределение компонентов теряет равномерность, наблюдаются как участки, которые значительно обогащены барием относительно среднего содержания, так и участки, в которых барий отсутствует. Последние, вероятно, представляют собой чистый оксид свинца (II).



Микроструктуры облученных при 500 (а) и 800 °С (б) образцов препаратов (Ba, Pb)CO₃, полученные методом растровой электронной микроскопии

Аналогичные исследования были выполнены для смешанных нитратов (Ba, Pb)(NO₃)₂. Согласно данным дифференциально-термического и рентгенофазового анализа при температуре выше 600 °С происходит образование п्लомбата бария BaPbO₃. Избыток свинца находится в виде оксида. Результаты растровой электронной микроскопии также свидетельствуют о значительной неоднородности состава образцов.

Результаты растровой электронной микроскопии анализа образцов из смеси Ba(NO₃)₂/Pb(NO₃)₂, прокаленных при 800 °С

Приближение, мкм	Массовая доля, %	
	Свинец	Барий
30	93	—
30	93	—
200	79	13
200	70	22
10	71	21
20	73	19

П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, С.В. Томилин,
Р.А. Кузнецов, И.Э. Власова*

* Сотрудница ФГБОУ ВПО «Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова».

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ СОЕДИНЕНИЙ РАДИЯ С КОНСТРУКЦИОННЫМИ МАТЕРИАЛАМИ

Одним из методов получения короткоживущих альфа-эмиттеров медицинского назначения является облучение радия в высокопоточном ядерном реакторе. При активации радия нейтронами образуются радионуклиды актиния-227, тория-228 и тория-229, которые могут быть использованы в качестве материнских изотопов для получения тория-227, радия-223 и радия-224, свинца-212, висмута-212, актиния-225 и висмута-213.

Как уже упоминалось ранее, при облучении компактных образцов радия наблюдается значительное уменьшение выхода продуктов активации вследствие резонансного самоэкранирования (до 40 %). Сотрудниками ОАО «ГНЦ НИИАР» для уменьшения эффекта самоэкранирования при облучении радия было предложено разбавление соединений радия оксидом свинца, слабо поглощающим нейтроны [1]. В этом случае стартовая композиция может быть подготовлена соосаждением карбоната радия с карбонатом свинца и последующим прокаливанием. Совместное прокаливание соединений радия и свинца приводит к образованию смешанных оксидов. Ранее в институте был синтезирован и методом рентгеновской дифракции охарактеризован метаплюмбат радия состава RaPbO_3 [2]. Данное соединение было получено совместным прокаливанием карбонатов радия и свинца в тигле из нержавеющей стали и в платиновом тигле. Кроме того, было установлено, что при прокаливании препаратов радия в платиновом тигле происходит взаимодействие солей радия с платиной, в результате которого образуется платинат радия состава RaPtO_{3-x} , имеющего гексагональную сингонию.

Исходя из полученных данных, можно предположить возможность взаимодействия радия с материалами капсулы или тигля: кварцем, нержавеющей сталью и прочим. Так как радий – сырьё труднодоступное и использовать его планируется в циклическом режиме, то потери радия в результате взаимодействия с материалами тигля и оболочек мишени недопустимы. Кроме того, возможность взаимодействия радия с материалом тигля может привести к сквозной коррозии тигля с потерей радиевого препарата и загрязнением используемого оборудования. Также нежелательно попадание примесей в препараты радия. Поэтому образование подобных соединений – продуктов взаимодействия – необходимо учитывать как при выборе материалов для работы с препаратами радия, так и при разработке методики обращения с облучёнными образцами.

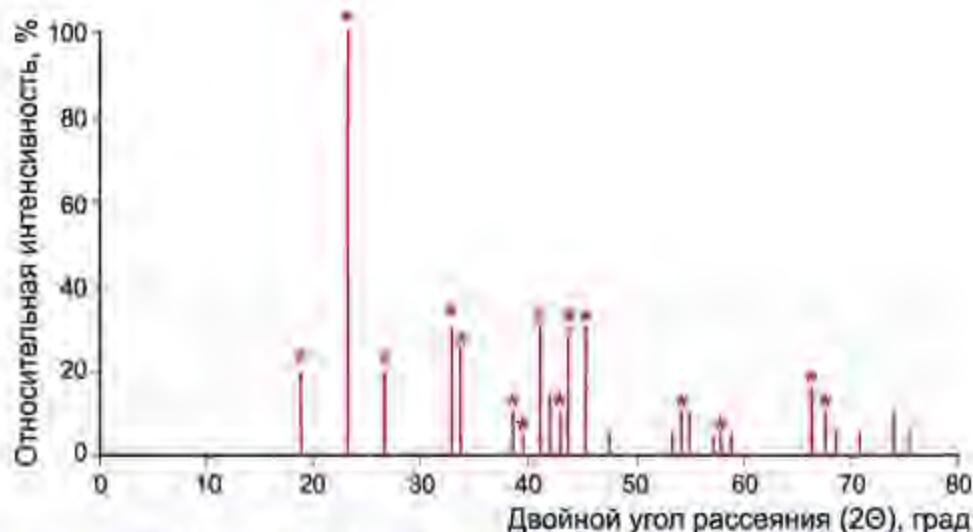
В ОАО «ГНЦ НИИАР» были проведены эксперименты для изучения устойчивости различных материалов к действию солей радия при нагревании в присутствии кислорода. В большинстве экспериментов были использованы соли бария в качестве имитаторов соответствующих солей радия. Соли бария ($\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$ или BaCO_3) наносили на поверхность круглых отшлифованных пластин диаметром 22–24 мм, выполненных из стали марки Ст. 45, нержавеющей стали марки 12Х18Н9, тантала, никеля, циркония, серебра. Пластины с солями бария прокаливали при температуре 800 °С в трубчатой печи в течение шести часов. Полученные препараты анализировали рентгенофазовым методом на дифрактометре «ДРОН-7».

Результаты рентгенофазового анализа препаратов

Номер образца	Условия синтеза		Продукты реакции	Сингония
	Соль	Материал		
1	BaCO ₃	12X18H9	Fe ₂ O ₃	Тригональная
			BaCr ₂ O ₄	Орторомбическая
			BaCrO ₄	Орторомбическая
2	Ba(NO ₃) ₂	Ст. 45	BaFeO _{3-x}	Гексагональная типа BaTiO ₃
			BaCO ₃	Орторомбическая типа KNO ₃
			BaO ₂ ·CO ₂	–
3	Ba(NO ₃) ₂	12X18H9	BaCrO _{2,9}	Гексагональная
			BaO·Cr ₂ O ₃	–
			BaCr ₂ O ₄	Орторомбическая
			BaCrO ₄	Орторомбическая
4	Ba(NO ₃) ₂	Тантал	Тантал, кислород (дельта-фаза)	Гексагональная
			Ta ₂ O ₅	Орторомбическая
			BaCO ₃	Орторомбическая типа KNO ₃
5	Ba(NO ₃) ₂	Никель	NiO	Кубическая
			BaNiO ₃	Гексагональная
			Никель металлический	Кубическая
6	Ba(NO ₃) ₂	Цирконий	ZrO ₂	Моноклинная
			Zr _{0,94} O ₂	Тетрагональная
			BaZrO ₃	Кубическая типа CaTiO ₃
7	Ba(NO ₃) ₂	Серебро	Серебро металлическое	Кубическая
			Неизвестная фаза	

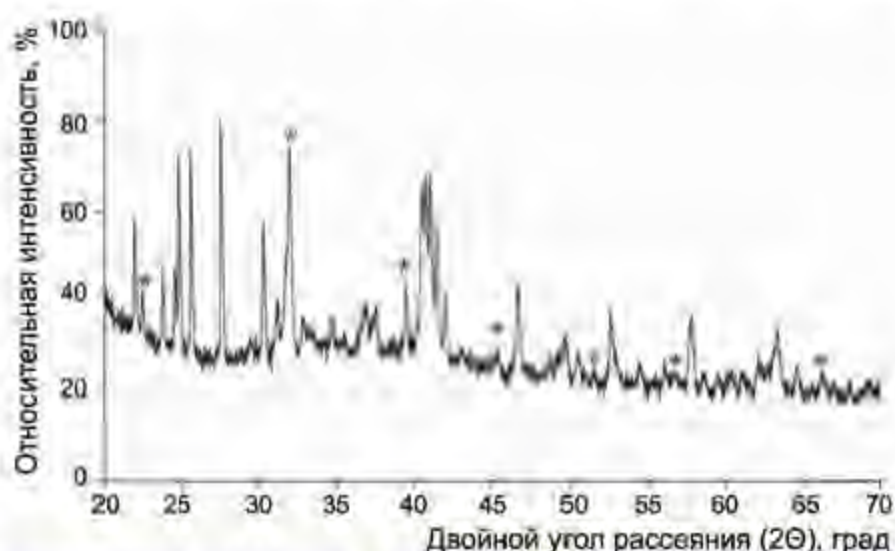
Раствор ²²⁶Ra (NO₃)₂ предварительно очищали от примесей методом катионообменной хроматографии из растворов содержащих (NH₄)₂ЭДТА, используя катионит марки «Biograd AG 50x8». Более подробно методика очистки радия изложена в работе [1]. Раствор радия упарили досуха, остаток от упаривания грели в течение 15 мин при 150–170 °С для разложения примеси нитрата аммония. Сухой остаток растворили в дистиллированной воде. Аликвоты раствора, содержащие 2,5–3 мг радия-226, по каплям перенесли в тигель из никеля и на полированную пластину диаметром 13 мм из нержавеющей стали марки 12X18H9. Все растворы упарили досуха, прокалили полученные препараты при 800 °С в течение восьми часов.

Препараты анализировали фотометодом, используя рентгеновский аппарат «ИРИС» и камеру Дебая-Шеррера РКУ-114М. Для анализа применяли излучение Cu_α, отфильтрованное через никелевый фильтр. Далее на рисунке представлена штрих-рентгенограмма препарата, полученного прокаливанием нитрата радия в тигле из никеля. Согласно результатам рентгеновской дифракции препарат, полученный прокаливанием нитрата радия в никелевом тигле, в основном содержит радий в виде карбоната радия RaCO₃.



*Штрих-рентгенограмма препарата, полученного прокаливанием нитрата радия в никелевом тигле, где * – рефлексы, соответствующие карбонату радия*

Представленная ниже дифрактограмма препарата, полученного прокаливанием нитрата радия на поверхности пластины из нержавеющей стали марки 12Х18Н9, демонстрирует сложную дифракционную картину с большим количеством рефлексов.



*Дифрактограмма препарата, полученного прокаливанием нитрата радия на поверхности пластины из нержавеющей стали марки 12Х18Н9, где * – рефлексы, соответствующие карбонату радия*

В целом фазовый состав образца однозначно идентифицировать не удалось. Но всё же имеется набор из семи рефлексов, очень близкий к фазе типа $BaTiO_3$. Не точное совпадение, но определённая близость рефлексов имеется к следующим фазам: $NiCr_2O_4$, BaO , $NaFeO_2$, $BaNiO_3$, $Ba_3(CrO_4)_2$, $Na_2O \cdot Fe_2O_3 \cdot 3TiO_2$, $BaFe_{0,24}Fe_{0,76}O_{2,86}$.

На основании результатов рентгенофазового анализа образца, полученного прокаливанием нитрата радия в тигле из нержавеющей стали, можно говорить о взаимодействии нитрата радия с материалом тигля, в результате которого образуются соединения, имеющие перовскитную структуру, близкую к $BaTiO_3$.

Список литературы:

1. Кузнецов Р.А., Буткалюк П.С., Тарасов В.А., Баранов А.Ю., Буткалюк И.Л., Романов Е.Г., Куприянов В.Н., Казакова Е.В. Выходы продуктов активации при облучении радия-226 в высокопоточном реакторе СМ // Радиохимия. 2012. Т. 54. № 4. С. 352–356.
2. Butkalyuk I.L., Kuznetsov R.A., Tomilin S.V., Butkalyuk P.S. Synthesis and X-ray examination of radium metaplumbate // Proceeding of the «International Conference on Nuclear and Radiochemistry», 16–21 September 2012, Italy, Como. – Italy: Como, 2012. P. 62.

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк,
С.В. Томилин, Е.В. Казакова*

СОЗДАНИЕ СПРАВОЧНО-ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЫ ПО ХАРАКТЕРИСТИКАМ РАДИОХИМИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ

В рамках научно-технического сотрудничества завершены работы по созданию справочно-информационной системы по характеристикам радиохимических соединений «Магнолия».

Справочно-информационная система «Магнолия» включает в себя следующие компоненты:

- Базу данных и набор MySQL-процедур для управления данными. База данных содержит ядерно-физические характеристики радионуклидов, параметры обнаруженных объектов радиоактивных веществ, детальную информацию о радионуклидах, пригодных для несанкционированного оборота радиоактивных веществ, характеристики радиохимических соединений.
- Компьютерный код «Магнолия», предназначенный для отображения и анализа данных, формирования отчётов в электронной и печатной формах.
- Утилиту для редактирования данных, используемых основной программой.
- Набор Delphi-процедур, реализующих необходимые логические и вычислительные алгоритмы обработки данных.

Созданная справочно-информационная система позволяет, опираясь на базовые ядерно-физические данные, проводить анализ потенциальной опасности химических соединений, содержащих радиоактивные изотопы. Ядерно-физические данные основываются на таблицах ядерных констант и данных по распаду более чем 2800 нуклидов с атомными массами от 1 до 293 (заряд ядра от 1 до 118).

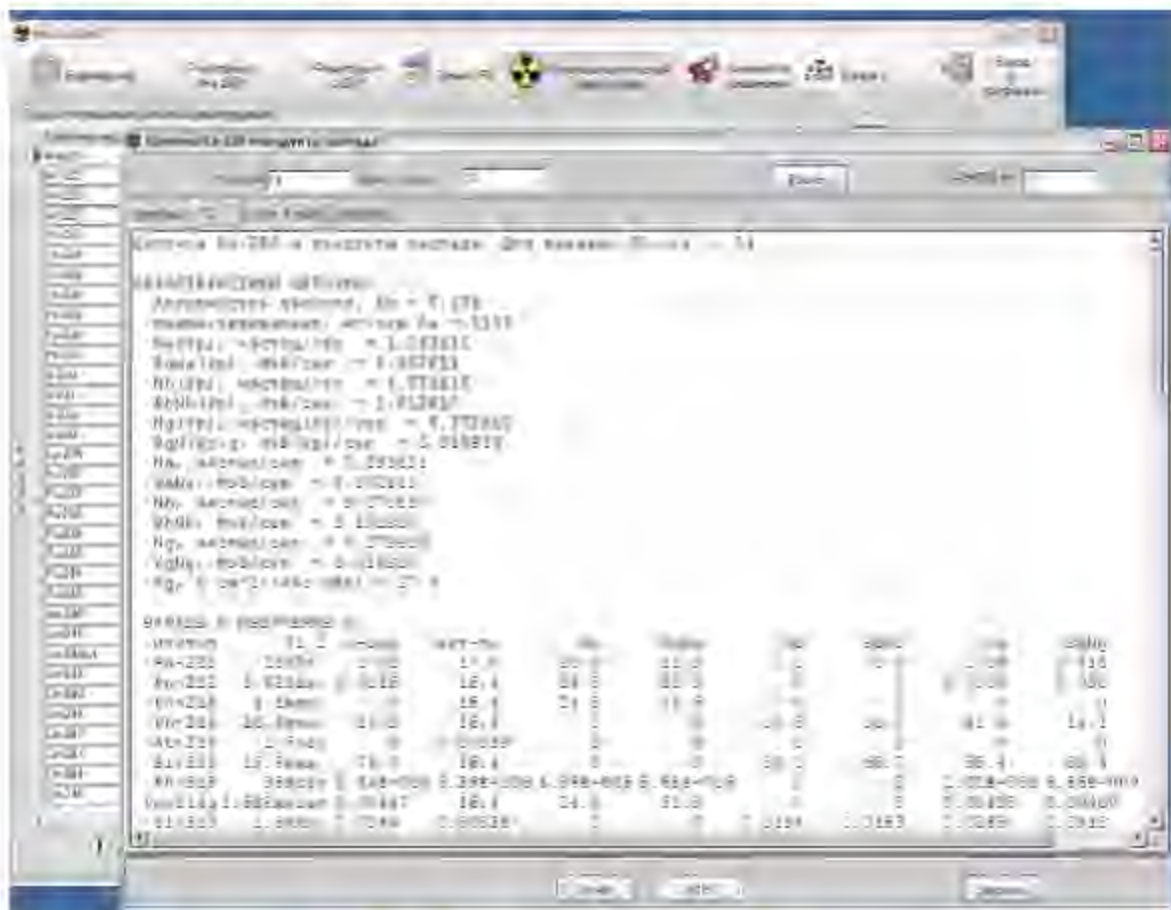
Пользователь имеет возможность сформировать сложный запрос для анализа всей информации, хранящейся в файле ядерно-физических данных. Специально разработанный интерфейс позволяет сформулировать условия отбора, описывающие, какие именно изомерные состояния должны быть представлены в выборке. Пользователь может задать условия отбора как для одной, так и для нескольких характеристик изотопов. В созданной справочно-информационной системе реализованы два принципиально отличающихся типа фильтров: при выборе опции «Фильтрация без дочерних продуктов распада» учитываются спектральные данные только материнского радионуклида,

а в случае применения опции «Фильтрация с дочерними продуктами распада» учитываются ядерно-физические данные дочерних продуктов распада.

Справочно-информационная система позволяет вычислять значения таких показателей по критериям опасности радионуклида, как эффективность (например, расчёт коэффициента дозообразования), безопасность (расчёт толщины защиты, обеспечивающей не превышение соответствующих значений мощности экспозиционной дозы фотонного излучения). Для определения толщины защиты используются предварительно рассчитанные по программе MCNP значения мощности экспозиционной дозы фотонного излучения на поверхности защиты.

Также данная справочно-информационная система позволяет вычислять значения показателей по критериям опасности радиохимических соединений, например предельно допустимые значения поступления радионуклидов в критические органы человека.

Для радиоактивных изотопов программа автоматически строит цепочку распада, проводит расчёт активности продуктов распада, вычисляет спектры излучения (альфа, бета и гамма) в заданные пользователем моменты времени.



Внешний вид окна программы расчёта цепочки дочерних продуктов распада

Использование данных разработанной справочно-информационной системы «Магнолия» позволяют оперативно оценивать степень радиохимической опасности различных соединений при мгновенном и длительном воздействии на человека.

В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов

СЪЁМНЫЙ ЗАЩИТНЫЙ ЭКРАН НА ОСНОВЕ ОБОГАЩЁННОГО БОРА ДЛЯ БОРТОВОГО ТЕЛЕСКОПА НЕЙТРОНОВ

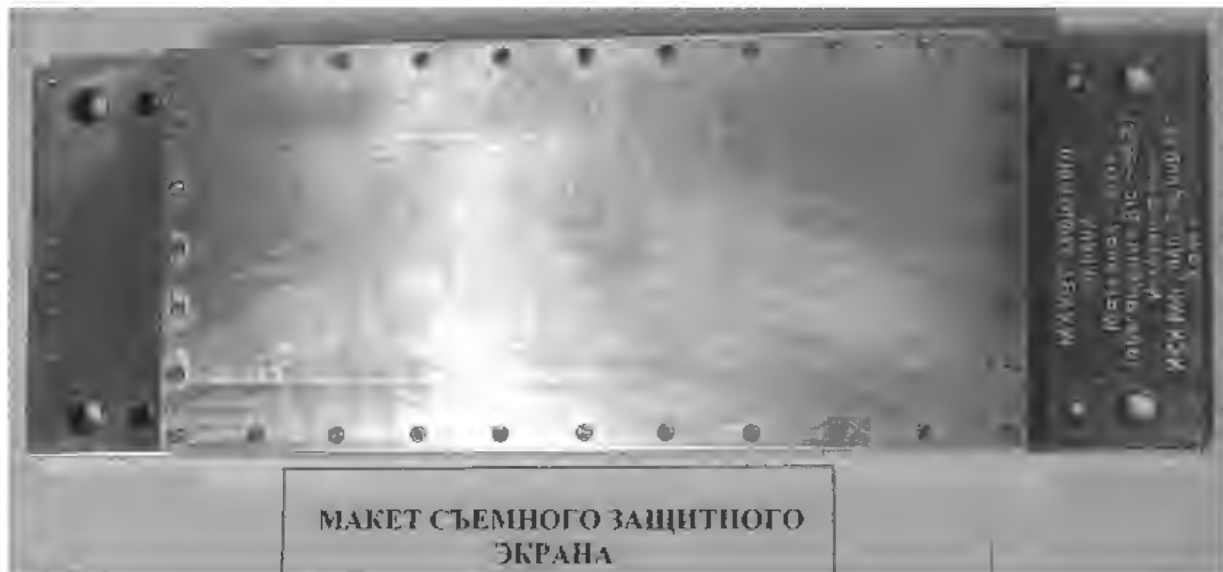
Целью данной работы являлось изготовление макетов и образцов съёмных защитных экранов для бортового телескопа нейтронов «БТН-М2». Прибор «БТН-М2» разрабатывается для проведения космического эксперимента «БТН-Нейтрон-2» на российском сегменте Международной космической станции.

Задачи космического эксперимента «БТН-Нейтрон-2»:

- ◆ исследование физико-технических характеристик различных радиационно-защитных экранов внутреннего детекторного блока, выполненных в виде специальных съёмных защитных экранов:
 - на основе материалов, содержащих бор, обогащённый по изотопу ^{10}B ;
 - на основе водородсодержащих материалов;
 - на основе других, хорошо замедляющих и поглощающих нейтроны материалов;
- ◆ разработка практических рекомендаций по созданию радиационных убежищ космических аппаратов при межпланетных перелётах и в периоды пилотируемых экспедиций на Луну и Марс;
- ◆ изучение энергетического спектра нейтронов, их временного и пространственного распределения снаружи и внутри Международной космической станции для выделения потоков солнечных нейтронов, нейтронов альbedo атмосферы Земли и нейтронов, рождённых в материалах Международной космической станции;
- ◆ отработка элементов конструкции защитного коллиматора спектрометра нейтронов нового поколения.

При изготовлении защитных съёмных экранов в качестве варианта была предложена такая их конструкция, при которой полости экрана заполнены кристаллическим порошком бора, обогащённого по изотопу ^{10}B (не менее 95 %). Такая конструкция с точки зрения изготовления и метода получения изделий сложной формы является наиболее простой.

На данном этапе работ изготовлен макет экрана для физических экспериментально-исследовательских работ.



Макет съёмного защитного экрана

Загрузку порошков в оболочки (корпус экрана) проводили при следующих параметрах: частота механических колебаний – 200 Гц, ускорение – около 2–3 g (20–30 м/с²). В процессе виброуплотнения частоту колебаний изменяли в диапазоне от 200 до 400 Гц, ускорение – до 20 g (около 200 м/с²), время уплотнения – до трёх минут. В процессе заполнения проводилась также подпрессовка загруженного порошка при помощи специальных пуансонов, изготовленных по форме сечения засыпаемого объёма экрана. Отработанные режимы позволили получить достаточно высокую плотность порошка в экранах. Плотность, рассчитанная по геометрическим размерам заполненного объёма экрана, составила не менее 1 г/см³.

Предназначенные для космических приборов образцы съёмных защитных экранов должны сохранять механическую целостность и работоспособность после воздействия случайной вибрации в условиях орбитального полёта. Механические испытания таких образцов съёмных защитных экранов после их передачи заказчику будут проводиться на оборудовании и по методикам заказчика – федерального государственного бюджетного учреждения науки «Институт космических исследований Российской академии наук».

Л.Л. Казаков, А.С. Мухеев

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЛИ ФОТОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ ИЗМЕРЕНИИ МОЩНОСТИ ЭКСПОЗИЦИОННОЙ ДОЗЫ ИСТОЧНИКОВ НЕЙТРОНОВ НА ОСНОВЕ КАЛИФОРНИЯ-252

Источники нейтронов на основе калифорния-252 получили широкое применение в медицине. Однако, кроме нейтронного излучения, такие источники обладают также сопутствующим альфа-, бета- и гамма-излучением. При этом основную опасность для здоровья пациента представляет фотонное излучение источника, вносящее дополнительный вклад в общую дозу облучения, полученную больным при прохождении курса лечения. Поэтому так важно правильно рассчитать дозу фотонного излучения.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» совместно с ФГУП «Всероссийский научно-исследовательский институт метрологии имени Д.И. Менделеева» был разработан и исследован метод определения доли фотонного излучения при измерении мощности экспозиционной дозы фотонного излучения источников на основе калифорния-252.

Метод компаратора. Фотонное излучение источников нейтронов на основе калифорния-252 в основном состоит из групп фотонов, сопровождающих альфа-распад [1], а также сопровождающих нейтроны спонтанного деления и возникающих при радиоактивном распаде продуктов деления.

Интенсивность фотонного излучения источника зависит от массы радионуклида калифорния в сердечнике и наличия примесей, а также от типа и размера ампулы источника. Поскольку технология изготовления источников допускает наличие определённой вариации в значениях некоторых перечисленных выше параметров, то мощность экспозиционной дозы фотонного излучения необходимо измерять при аттестации для каждого источника индивидуально.

Для измерения мощности экспозиционной дозы фотонного излучения применяется метод компаратора [2] – метод сравнения сигналов, вызванных воздействием фотонного излучения аттестуемого (I_{ϕ}^x) и эталонного (I_{ϕ}^0) источников одного типа на детектор компаратора с последующим расчётом значения мощности экспозиционной дозы фотонного

излучения аттестуемого источника (P_{ϕ}^x). С учётом времени распада радионуклида калифорния-252 в эталонном источнике значение мощности экспозиционной дозы фотонного излучения в амперах на килограмм вычисляется по формуле

$$P_{\phi}^x = P_{\phi}^0 \exp(-\lambda \Delta t) \frac{I_{\phi}^x}{I_{\phi}^0}, \quad (1)$$

где P_{ϕ}^0 – мощность экспозиционной дозы фотонного излучения эталонного источника, приведённая в свидетельстве о его аттестации, А/кг;

Δt – интервал времени от момента аттестации эталонного источника, указанного в свидетельстве, до момента измерения, сут;

λ – постоянная радиоактивного распада радионуклида, сут⁻¹.

Однако детектор компаратора (ионизационная камера) чувствителен не только к фотонному, но и к нейтронному и бета-излучению источника [3]. Чтобы провести сравнение сигналов I_{ϕ}^x и I_{ϕ}^0 , необходимо выделить в показании компаратора часть, обусловленную регистрацией фотонного излучения.

Для выделения фотонной части был предложен следующий метод.

Между источником нейтронного излучения и детектором последовательно устанавливаются фильтры из висмута, каждый толщиной 6,4 мм. Показание компаратора I при условии отсутствия фильтра можно представить в следующем виде:

$$I = I_{\phi} + I_n + I_{\beta} + I_{\alpha}, \quad (2)$$

где I_{ϕ} , I_n , I_{β} и I_{α} – части сигнала компаратора, обусловленные воздействием фотонного, нейтронного, бета- и альфа-излучения соответственно.

Если между источником и детектором установить один фильтр, то новое показание детектора I_1 в линейном приближении можно представить в виде

$$I_1 = k_{\phi} I_{\phi} + k_n I_n + k_{\beta} I_{\beta} + k_{\alpha} I_{\alpha}, \quad (3)$$

где k_{ϕ} , k_n – коэффициенты пропускания фотонного и нейтронного излучения соответственно;

$k_{\beta} = k_{\alpha} = 0$ – коэффициенты пропускания бета- и альфа-излучения, которые равны нулю, так как эти виды излучения одним фильтром поглощаются полностью.

Определение коэффициентов поглощения нейтронов и фотонов. Если бы фотонное излучение источников состояло только из компоненты, возникающей при радиоактивном распаде продуктов деления, то относительный вклад фотонного и нейтронного излучения в сигнале детектора компаратора был бы один и тот же для всех источников независимо от их типа. В этом случае в сигнале детектора присутствовала бы та часть kI_{ϕ} , которая обусловлена вкладом нейтронов, пропорциональная сигналу, связанному с фотонным излучением. А сигнал можно было бы представить в виде

$$I = I_{\phi} + kI_{\phi} = I_{\phi}(1 + k).$$

И при сравнении сигналов от эталонного и аттестуемого источников вклад нейтронов в обоих сигналах компенсировал бы друг друга:

$$\frac{I^x}{I^0} = \frac{I_{\phi}^x(1 + k)}{I_{\phi}^0(1 + k)} = \frac{I_{\phi}^x}{I_{\phi}^0}.$$

В этом случае применять методику с выделением из сигнала чистой фотонной компоненты не было бы необходимости, так как непосредственное сравнение сигналов от источников без фильтров давало бы правильный результат.

Но, как уже отмечалось выше, соотношение между вкладами фотонной и нейтронной компонент излучения для разных источников, в том числе одного типа, может отличаться по причине наличия в сердечнике гамма-излучающих примесей, вариаций по толщине ампулы для медицинских источников и прочего. Именно существование этой вероятности обуславливает необходимость разделения вкладов фотонной и нейтронной компонент с помощью фильтров.

Результаты измерений (при использовании нескольких фильтров одинаковой толщины) можно интерпретировать как изменение интенсивности фотонного и нейтронного излучения источника, определяемое при прохождении через фильтры с постоянными коэффициентами k_ϕ и k_n .

Тогда в результате измерений будем иметь систему линейных уравнений следующего вида:

$$\begin{cases} I_1 = k_\phi I_\phi + k_n I_n, \\ I_2 = k_\phi^2 I_\phi + k_n^2 I_n, \\ I_3 = k_\phi^3 I_\phi + k_n^3 I_n, \\ I_4 = k_\phi^4 I_\phi + k_n^4 I_n. \end{cases} \quad (4)$$

Поскольку неизвестных величин четыре (I_ϕ , I_n , k_ϕ , k_n), то число уравнений в системе также должно быть равно четырём. Увеличение числа уравнений в системе достигается простым увеличением числа фильтров. Таким образом, для решения системы с четырьмя неизвестными между источником и детектором необходимо (и достаточно) установить четыре фильтра.

Решив систему (4), найдём коэффициенты k_n и k_ϕ , а также значения для сигналов, соответствующих регистрации фотонного и нейтронного излучения:

$$k_\phi = \frac{I_2 I_3 - I_1 I_4 + \sqrt{(I_1 I_4 - I_2 I_3)^2 - 4(I_3^2 - I_2 I_4)(I_2^2 - I_1 I_3)}}{2(I_2^2 - I_1 I_3)}, \quad (5)$$

$$k_n = \frac{I_2 k_\phi - I_3}{I_1 k_\phi - I_2}, \quad (6)$$

$$I_\phi = \frac{k_n I_1 - I_2}{k_\phi (k_n - k_\phi)}, \quad (7)$$

$$I_n = \frac{I_2 - k_\phi I_1}{k_n (k_n - k_\phi)}. \quad (8)$$

Определив таким образом в серии экспериментов с эталонными источниками коэффициенты k_n и k_ϕ , характеризующие прохождение смешанного нейтронно-фотонного излучения источников через фильтры из висмута, можно далее использовать их значения как константы при сравнении источников всех типов.

Определение фотонного излучения аттестуемого источника. При определении значения мощности экспозиционной дозы фотонного излучения измеряют показания компаратора с одним (I_1^x, I_1^0) и двумя фильтрами (I_2^x, I_2^0) для аттестуемого и образцового источника соответственно. Измерения осуществляют на одном и том же расстоянии между источником и детектором и при одном и том же расположении фильтров – так называемом стандартном положении. После соответствующей обработки

результатов измерений средние значения подставляются в формулу (7), а далее – в формулу (1).

Окончательная формула для определения значения мощности экспозиционной дозы фотонного излучения аттестуемого нейтронного источника имеет вид

$$P_{\phi}^x = P_{\phi}^0 \exp(-\lambda \Delta t) \frac{k \bar{I}_1^x - \bar{I}_2^x}{k \bar{I}_1^0 - \bar{I}_2^0} \quad (9)$$

где k – коэффициент пропускания нейтронного излучения ($k = 0,88 \pm 0,05$).

На практике оказалось, что значения коэффициента поглощения k_{ϕ} фотонного излучения сильно варьируются от источника к источнику – от 0,5 до 2,4. Эти значения не могут быть приняты в качестве постоянной величины и должны определяться каждый раз при поверке средств измерения. Большой разброс значений для коэффициента k_{ϕ} возникает вследствие того, что фотонное излучение источников на основе калифорния-252 в основном обусловлено излучением примесей, концентрация которых может сильно варьироваться от источника к источнику. Поэтому различным будет и спектральный состав фотонного излучения этих источников. При длительной эксплуатации источников на основе калифорния-252 спектральный состав как нейтронного, так и фотонного излучения может меняться вследствие распада ядер калифорния и накопления дочерних радиоактивных нуклидов. Измерения показывают значительное расхождение значений мощности экспозиционной дозы фотонного излучения в общем излучении от двух источников (эталонного и аттестуемого), разница между сроками изготовления которых – менее десяти лет. Расхождение, вероятно, обусловлено накоплением в эталонном источнике дочерних радионуклидов кюрия.

ВЫВОДЫ

Данный метод позволяет определить вклад фотонного излучения в показание детектора при определении мощности экспозиционной дозы фотонного излучения источников нейтронов на основе калифорния-252. Установка для измерения мощности экспозиционной дозы фотонного излучения нейтронных источников и источники из калифорния были поверены во ФГУП «Всероссийский научно-исследовательский институт метрологии имени Д.И. Менделеева» в качестве эталонных средств измерения мощности экспозиционной дозы фотонного излучения.

Разработанная методика определения доли фотонного излучения нейтронных источников может применяться в ядерной медицине для определения дозы облучения пациента нейтронами и гамма-квантами.

Список литературы

1. Елисютин Г.П., Комар В.Я., Чулкин В.Л. Экспериментальное определение дозных распределений от терапевтических источников из ^{252}Cf // Радиационная техника, 1980. Вып. 19. С. 201–202.
2. Демченко Н.Ф., Бойцов А.А., Леваков Б.И., Анохин Ю.П. Дозиметрические методы и средства контроля источников гамма-излучения. – Труды II Уральской конференции по радиохимии, Екатеринбург, 20–22 октября 2004 г. // Вестник УГТУ-УПИ, 2004. № 17 (47). С. 24.
3. Левин В.Е., Хамьянов Л.П. Измерение ядерных излучений. – М.: Атомиздат, 1969. – 223 с.

*Н.Ф. Демченко, Р.Н. Минвалиев, В.И. Шипилов, И.А. Харитонов**

* Сотрудник ФГУП «Всероссийский научно-исследовательский институт метрологии имени Д.И. Менделеева».





РАДИАЦИОННАЯ
И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ
БЕЗОПАСНОСТЬ,
ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ
ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ
И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

6

Годовой отчёт 2012

Государственного научного центра –
научно-исследовательского института
«Высокие энергии»

Интенсивное развитие атомной энергетики в России и мире требует проведения углубленного и системного исследования свойств объектов использования атомной энергии на всех этапах их жизненного цикла. В 2012 году в ОАО «ГНЦ НИИАР» были продолжены системные исследования радиационной безопасности действующих исследовательских ядерных установок и пунктов хранения радиоактивных отходов в рамках детерминистского и вероятностного подхода. Вероятностный анализ, дополняя детерминистский, позволяет моделировать глубокошелонированную защиту во взаимосвязи всех её уровней и компонентов и обеспечивать выявление слабых звеньев в технических решениях и регламенте эксплуатации ядерной установки, определять меры по совершенствованию безопасности.

Результатом проводимых в институте в данном направлении работ явилось установление риска возникновения аварий, определение дефицита безопасности и разработка соответствующих корректирующих мероприятий, направленных на повышение уровня надёжности действующих исследовательских ядерных установок и пунктов хранения радиоактивных отходов.

Важным аспектом при обеспечении радиационной и экологической безопасности является наличие современных автоматизированных систем контроля параметров радиационной обстановки на технологических участках, в зданиях, сооружениях и объектах окружающей среды.

В данном направлении в отчётном году успешно выполнены две следующие опытно-конструкторские работы:

- ◆ Создание опытного образца одноканального устройства, предназначенного для сбора информации со стационарных устройств детектирования и её передачи в базу данных автоматизированных систем радиационного контроля. Использование данной разработки позволит произвести замену устаревших блоков и повысить достоверность результатов измерения радиационных параметров на объектах использования атомной энергии, эксплуатируемых ОАО «ГЦН НИИАР».
- ◆ Разработка системы автоматического регулирования режимов работы лабораторной установки для выделения оксида трития из технологических сред и проб объектов окружающей среды. Применение данного метода позволит значительно сократить затраты времени на подготовку проб к измерениям активности трития.

Развитие методов обращения с радиоактивными отходами в настоящее время представляется особенно важным для деятельности, связанной с эксплуатацией и выводом из эксплуатации радиационных объектов, поскольку по требованиям санитарного законодательства необходимо сокращать объём отходов. Вступивший в силу закон об обращении с радиоактивными отходами предусматривает критерии приемлемости радиоактивных отходов для их захоронения.

С целью уменьшения негативного воздействия на окружающую среду в 2012 году завершены испытания опытного комбинированного фильтра-сорбера в условиях действующего радионуклидного производства. Эксплуатационные характеристики нового фильтра показали высокую эффективность очистки воздуха от селена-75 по сравнению с фильтром, выпускаемым промышленностью: степень очистки созданного в ОАО «ГНЦ НИИАР» фильтра – до 99 %, а степень очистки штатного фильтра – до 96 %. Использование нового фильтра-сорбера позволяет ограничить активность выброса селена-75 в атмосферу через высотную трубу института.

Второй ключевой работой в области обращения с радиоактивными отходами явилась отработка технологии подготовки к удалению и изоляции жидких радиоактивных отходов с высоким содержанием твёрдой фазы из объёма хранилища ЖРО в хранилище опытно-промышленного полигона. Внедрение этой технологии глубинного захоронения направлено на достижение одного из целевых показателей федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» – перевода радиоактивных отходов в экологически безопасное состояние и обеспечение их безопасного долговременного хранения.

В.В. Серебряков

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДЕФИЦИТА БЕЗОПАСНОСТИ ХРАНИЛИЩА ТВЁРДЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В настоящее время в ОАО «ГНЦ НИИАР» проводятся работы по продлению срока эксплуатации различных радиационно опасных объектов. В соответствии с пунктом 2.1 «Требований к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии» (НП-024-2000) одним из основных этапов подобных работ является определение дефицита безопасности радиационно опасного объекта.

Дефицит безопасности – это необеспеченность объектов использования атомной энергии какой-либо функцией безопасности в объёме, определяемом требованиями действующих норм и правил в области использования атомной энергии. Под термином «безопасность» понимается свойство радиационно опасных объектов ограничивать установленными пределами радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду.

Целью настоящей работы было установление и анализ дефицита безопасности для хранилища твёрдых высокоактивных отходов ОАО «ГНЦ НИИАР». Хранилище представляет собой здание, в котором находится монолитный бетонный блок с отсеками для хранения высокоактивных отходов, поступающих из подразделений института. В отсеки хранилища загружены фильтры-ловушки, органические радиоактивные отходы (полиэтилен, бумага, резина, обтирочный материал), арматура, крупногабаритное оборудование и списанные источники ионизирующего излучения. Взрывоопасные радиоактивные отходы и материалы, загрязнённые натрием и продуктами деления, не размещаются в хранилище. Хранилище эксплуатируется с 1986 года, но имеет достаточный для дальнейшей долгосрочной эксплуатации свободный объём.

Для определения дефицита безопасности этого хранилища выполнен анализ его соответствия требованиям следующей нормативной документации:

- ◆ федеральных законов:
 - от 29.06.2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»,
 - от 21.11.95 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»,
 - от 09.01.96 г. № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения»;
- ◆ санитарно-эпидемиологических правил и нормативов:
 - СПП ПУАП-03 – «Гигиенические требования к проектированию предприятий и установок атомной промышленности»,
 - СПОРО-2002 – «Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами»;
- ◆ федеральных норм и правил в области использования атомной энергии:
 - НП-058-04 – «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами»,
 - НП-034-01 – «Правила физической защиты радиационных источников, пунктов хранения, радиоактивных веществ»,
 - НП-020-2000 – «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твёрдых радиоактивных отходов»;
- ◆ норм и правил в области радиационной безопасности:
 - НРБ-99/2009 – «Нормы радиационной безопасности»,
 - ОСПОРБ-99/2010 – «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности».

Выполненный анализ показал, что хранилище соответствует большинству требований обозначенных нормативных документов. При этом выявлены следующий дефицит безопасности:

1. Бесконтейнерное хранение радиоактивных отходов в хранилище не соответствует пункту 5.9 СПОРО-2002. Способ загрузки радиоактивных отходов в отсеки хранилища не обеспечивает гарантированную их изоляцию, что может привести к выходу радиоактивных веществ в окружающую среду. Анализ возможных последствий данного дефицита безопасности показал, что они незначительны, так как максимальная суточная активность аэрозольных выбросов из хранилища в атмосферу на три порядка меньше контрольного значения суточного выброса через вентиляционную трубу института.

2. Не предусмотрен дренаж конденсата или воды, образовавшейся в результате аварийной протечки, из отсеков хранилища, что не соответствует пункту 8.3 СПОРО-2002 и пункту 6.3.2 НП-020-2000. Отсутствие дренажа воды может привести к экстрагированию радиоактивных веществ из отходов и дальнейшему их выходу в окружающую среду. Анализ возможных последствий данного дефицита безопасности показал, что они также незначительны, так как максимальная суточная активность аэрозольных выбросов, образовавшихся при испарении воды в результате аварийной протечки, из хранилища в атмосферу на шесть порядков меньше контрольного значения суточного выброса через вентиляционную трубу института.

3. Не предусмотрены система охлаждения высокоактивных отходов и контроль температуры воздуха в отсеках хранилища, что не соответствует пункту 3.5.18 ОСПОРБ-99/2010 и пункту 6.3.3 НП-020-2000. Тепловая нагрузка может ухудшить прочностные и гидрогеологические характеристики защитных сооружений и увеличить скорость образования радиоактивных аэрозолей. Анализ возможных последствий данного дефицита безопасности показал, что они незначительны: при разогреве радиоактивных отходов вследствие протекания процессов радиоактивного распада разница с температурой окружающей среды не превысит 11 °С. Это не приведёт ни к значительным изменениям прочностных и гидрогеологических характеристик защитных сооружений, ни к значительному увеличению скорости образования радиоактивных аэрозолей и величины общего выброса аэрозолей через вентиляционную систему института.

4. Отсутствие контроля содержания водорода в воздухе отсеков хранилища не соответствует пункту 6.3.3 НП-020-2000. В случае накопления водорода в отсеках хранилища возможен его взрыв и повреждение барьеров безопасности хранилища. Анализ возможных последствий данного дефицита безопасности показал, что они незначительны, так как концентрация водорода, образовавшегося в отсеках хранилища в результате радиолиза воды при аварийной протечке, не превысит нижний допустимый предел взрывоопасности.

Для выявленных нарушений, связанных с дефицитом безопасности, проведена оценка тяжести последствий с использованием международной шкалы ядерных событий – шкалы INES. Все события, соответствующие дефициту безопасности, относятся к нулевому уровню шкалы INES, то есть не существенны для безопасности. Выявленные дефициты безопасности характеризуются приемлемым уровнем риска и не требуют проведения компенсирующих мероприятий.

В результате проведённых исследований был установлен дефицит безопасности для хранилища твёрдых высокоактивных отходов ОАО «ГНЦ НИИАР»; проведён анализ этого дефицита безопасности, по итогам которого не выявлено факторов, препятствующих безопасной эксплуатации хранилища. Следовательно, возможно продление срока эксплуатации хранилища.

В.В. Авдонин, В.В. Давыдов, В.Д. Кизин, В.В. Коняшов

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОГО РИСКА ДЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Одной из наиболее важных характеристик безопасности объектов использования атомной энергии является риск. Чаще всего под риском понимают произведение вероятности возникновения аварии на величину ущерба от неё. Анализ возможного риска и своевременные корректирующие мероприятия позволяют избежать реальных негативных событий.

Наиболее значимым для объектов использования атомной энергии является радиационный риск, величина ущерба от которого определяется возможным уровнем облучения персонала и населения. В ОАО «ГНЦ НИИАР» в связи с усилением внимания к вопросам безопасности объектов использования атомной энергии и появлением новых нормативных требований проводится широкомасштабная работа по анализу такого риска. Основными объектами для анализа являются исследовательские ядерные установки института. В данной работе приведены используемые методики анализа радиационного риска и его результаты для исследовательской ядерной установки ВК-50.

Одна из методик анализа основана на использовании матрицы риска, отражающей главные аспекты: вероятность возникновения аварии и тяжесть радиационных последствий. При анализе радиационного риска рассматривают возможные аварийные ситуации на исследовательских ядерных установках, то есть такие состояния системы, которые характеризуются отклонениями от нормальной эксплуатации и могут перейти в аварию. Рассчитывают вероятность аварий и их прогнозируемые радиационные последствия в соответствии с международной шкалой ядерных событий INES. Затем данные заносят в матрицу, разделённую на три области: приемлемого, повышенного и неприемлемого риска. Если авария попала в область неприемлемого риска, то дальнейшая эксплуатация объекта без проведения корректирующих мероприятий считается невозможной. Если авария находится в области повышенного риска, то необходимы плановые корректирующие мероприятия. Если аварийная ситуация в области приемлемого риска, то корректирующих мероприятий не требуется.

Другая методика основана на определении обобщённого риска. Согласно «Нормам радиационной безопасности» (НРБ-99/2009) под обобщённым риском понимают произведение вероятности события, приводящего к облучению, и вероятности смерти, связанной с облучением. Для вычисления вероятности смерти, связанной с облучением, следует прогнозируемую дозу облучения умножить на коэффициент риска, равный $0,05 \text{ Зв}^{-1}$. В НРБ-99/2009 прописаны граничные значения обобщённого риска: $2,0 \cdot 10^{-4} \text{ год}^{-1}$ для персонала и $1,0 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$ для населения.

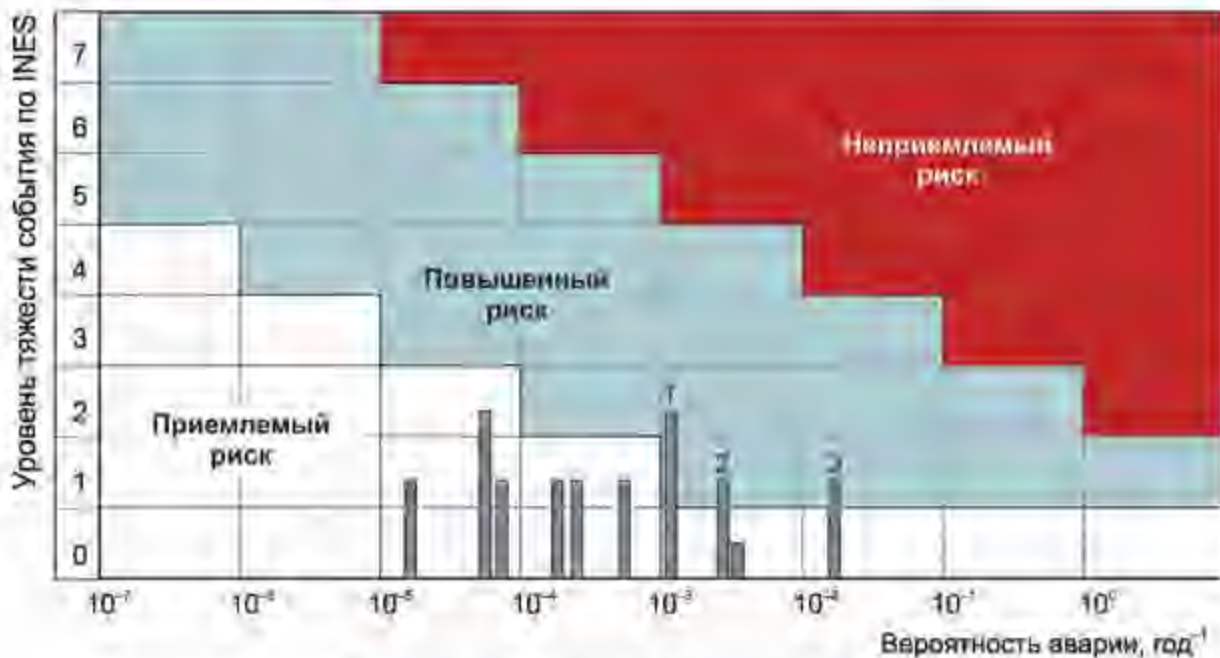
Приведённые выше методики были использованы для анализа радиационного риска исследовательской ядерной установки ВК-50. Данная ядерная установка, с корпусным кипящим реактором, естественной циркуляцией теплоносителя и выдачей пара непосредственно из реактора на турбину, характеризуется тепловой мощностью до 200 МВт и электрической мощностью до 50 МВт. Для ВК-50 проанализированы возможные аварии: десять проектных и три запроектные.

Далее на рисунке приведена матрица риска, основанная на международной шкале ядерных событий INES. На матрице риска отражены рассмотренные аварийные ситуации. Результаты анализа радиационного риска показывают, что ни одна

из аварий не попала в область неприемлемого риска. В область повышенного риска попали три аварии, вызванные следующими событиями:

- ◆ обрывом паропровода на неотключаемом участке (авария № 1);
- ◆ обрывом трубопровода, подающего на механизмы системы управления и защиты воду для охлаждения (авария № 2);
- ◆ нештатным срабатыванием предохранительного клапана на сепараторах высокого давления (авария № 3).

Для этих аварий разрабатываются компенсирующие мероприятия.



Вид матрицы риска с номерами аварий, попавших в область повышенного риска

Полученные в результате расчетов обобщенного риска значения для рассмотренных аварий не превышают $1,5 \cdot 10^{-5}$ год⁻¹ для населения и $1,7 \cdot 10^{-10}$ год⁻¹ для персонала, что намного ниже установленных в НРБ-99/2009 граничных значений.

Аналогичный анализ радиационного риска будет выполнен и для других исследовательских ядерных установок института.

*В.Д. Кизин, В.В. Коняшов,
Г.А. Михайлов, В.В. Авдонин*

РАЗРАБОТКА УСТРОЙСТВА СБОРА ИНФОРМАЦИИ С УСТРОЙСТВ ДЕТЕКТИРОВАНИЯ СИСТЕМ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ, ИСПОЛЬЗУЮЩИХ НОВЫЕ ИНТЕРФЕЙСНЫЕ ПРОТОКОЛЫ СВЯЗИ

Для замены концентраторов БПХ-04М «Орешник», используемых в настоящее время в автоматизированных системах радиационного контроля ОАО «ГНЦ НИИАР», сотрудниками отдела радиационной безопасности института в 2012 году было разработано устройство ВРН-2013. В основу разработки устройства ВРН-2013 был положен опыт многолетней эксплуатации концентраторов БПХ-04М.

Устройство ВРН-2013 представляет собой одноканальный контроллер, предназначенный для сбора данных с дозиметрического датчика, обработки этих данных и передачи их на компьютер автоматизированной системы радиационного контроля. Ниже приведены основные отличия данного контроллера от прототипа:

- ◆ улучшенные метрологические характеристики;
- ◆ наличие жидкокристаллического дисплея для отображения измеряемой величины;
- ◆ поддержка современных протоколов связи;
- ◆ низкая себестоимость;
- ◆ компактность;
- ◆ технологичность — возможность изготовления на автоматических линиях (одноплатная компоновка с поверхностным монтажом радиоэлементов позволяет полностью автоматизировать процесс изготовления контроллера);
- ◆ современная элементная база;
- ◆ низкое энергопотребление.

Устройство ВРН-2013 построено на основе современного микроконтроллера PIC18F14K50 производства компании «Microchip» и имеет следующие эксплуатационные особенности:

- ◆ возможность работать со всеми типами дозиметрических блоков детектирования отечественного производства, в том числе и с интеллектуальными;
- ◆ наличие интерфейсов связи: RS-485 (протокол ModBus RTU) и USB 2.0 (HID);
- ◆ наличие светодиодного сигнализатора (до семи цветов) для индикации состояния радиационной обстановки и сирены мощностью 115 дБ;



Внешний вид контроллера
устройства ВРН-2013

- ◆ размеры корпуса: 115×65×40 мм;
- ◆ повышенная надёжность: защита от действия статического электричества, самовосстановление после сбоев, расширенный рабочий температурный диапазон (от –30 до +70 °С);
- ◆ пылевлагозащищённость, соответствующая степени защиты IP65 согласно международному стандарту IEC 60529 (ГОСТ 14254-96).

На данный момент изготовлено три экземпляра подобных устройств, идёт отладка программного обеспечения. Следующим этапом будет метрологическая аттестация устройства ВРН-2013 с дозиметрическим датчиком БДГБ-02И на системе контроля выбросов института.

С.А. Муралёв

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ И АВТОМАТИЧЕСКОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ В ПРОЦЕССЕ ВЫДЕЛЕНИЯ ТРИТИРОВАННОЙ ВОДЫ ИЗ СОРБЕНТА

В лаборатории радиационно-технологических методов и систем отдела радиационной безопасности ОАО «ГНЦ НИИАР» разрабатывается система автоматического регулирования температуры хладагента и электропечи в процессе термовакuumной десорбции из твёрдого сорбента и сбора в холодной ловушке влаги – пробы, содержащей оксид трития.

Для этой цели в 2012 году были осуществлены следующие мероприятия:

- ◆ анализ существующих методов и схем авторегулирования температуры;
- ◆ разработка технологической схемы модернизированной установки десорбции тритированной воды из цеолита, предполагающей автоматический контроль и регулирование температуры нагрева сорбента и охлаждения холодных ловушек в процессе десорбции и сбора тритированной воды;
- ◆ приобретение контрольно-измерительных приборов, а также необходимых устройств, деталей и материалов;
- ◆ изготовление нестандартных устройств: холодных ловушек, нагревателей жидкого азота на основе керамического резистора, устройств подачи жидкого азота из сосудов Дюара в термостаты;
- ◆ монтаж приборного щита управления системой авторегулирования температуры; нестандартных устройств; термопары на установке десорбции и подключение их к приборам на щите управления;
- ◆ пуск и пробные опыты, подтвердившие работоспособность системы авторегулирования температуры в процессе термовакuumной десорбции.

Процесс термовакuumной десорбции и сбора оксида трития и его авторегулирование происходит следующим образом. Пробоотборник с сорбентом, подлежащим регенерации, помещают в трубчатую электрическую печь и подсоединяют к вакуумным линиям,

к которым также подключают последовательно две азотные ловушки, помещённые в термостаты, – изолированные термосы из нержавеющей стали. С помощью вакуумного насоса в системе создают давление около 500 Па. Включают устройство нагрева жидкого азота внутри сосудов Дюара – начинается подача азота в термосы с холодными ловушками. На дне термоса жидкий азот частично переходит в газ, который охлаждает холодную ловушку. С помощью термопар регулятор отслеживает температуру охлаждения и поддерживает её в заданном интервале, выключая / включая нагреватель и управляя подачей азота. После охлаждения ловушек запускают программу нагрева печи. С помощью отдельной термопары регулятор отслеживает температуру и управляет по заданной программе электронагревателем печи. По мере нагрева печи десорбируемая из цеолита влага (оксид трития) последовательно по вакуумной линии поступает в холодные ловушки и конденсируется в них, образуя водяную пробу, предназначенную для дальнейшей подготовки счётной формы и измерений активности трития.

Система контроля и автоматического регулирования температуры в процессе термовакuumной десорбции тритированной воды из сорбента позволит модернизировать действующую установку, снизить до минимума трудозатраты, исключив ручную регулировку и непрерывную подготовку хладагента, а также доливку жидкого азота, облегчит сопровождение, контроль параметров процесса и обработку результатов. Это послужит унификации процесса термовакuumной десорбции и совершенствованию методики контроля выбросов оксида трития.

А.А. Рыбин, С.А. Муралёв, Л.Н. Рождественская

ИСПЫТАНИЯ ФИЛЬТРОВ, ПРЕДНАЗНАЧЕННЫХ ДЛЯ ОЧИСТКИ ВОЗДУХА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ КАМЕР ОТ ЛЕТУЧИХ РАДИОАКТИВНЫХ ПРОДУКТОВ

В результате проведённых исследований в ОАО «ГНЦ НИИАР» создан опытный образец комбинированного фильтра-сорбера ФСК-4, который в ходе испытаний в радиационно-защитной камере показал достаточно высокие значения (до 99%) эффективности очистки воздуха от селена-75, что позволяет ограничить активность выброса этого радионуклида в атмосферу через высотную вентиляционную трубу института до допустимого уровня [1, 2].

Фильтры-сорберы должны быть размещены вместо штатных фильтров типа В-0,4 или ФВ-0,4 в специальной нише вытяжного воздуховода радиационно-защитной камеры дистанционно с помощью загрузочного устройства и манипуляторов. Размеры ниши и загрузочного устройства соответствуют размерам штатных фильтров. Так как изменить эти размеры нельзя, фильтрующие и сорбирующие элементы во всех экспериментальных фильтрах-сорберах размещают в корпусе от штатных заводских аэрозольных фильтров: В-0,4 фирмы «Ekast» (Эстония) или ФВ-0,4 производства ЗАО «Филар» (г. Шлиссельбург, Россия). В заводских фильтрах рабочим материалом является ткань Петрянова, предназначенная для тонкой очистки от аэрозолей. В ФСК-4 фильтрующие слои из ткани Петрянова оставлены без изменений, но на выходе из фильтра дополнительно по всему

сечению между металлическими сетками расположен слой активированного угля в качестве сорбента газообразных радиоактивных продуктов.

В результате исследований были выявлены конструктивные недостатки штатных аэрозольных фильтров, используемых во многих радиационно-защитных камерах института. Основным недостатком штатных фильтров являлось высокое аэродинамическое сопротивление при номинальном расходе воздуха. Изготовленные из этих фильтров опытные образцы комбинированных фильтров-сорберов имели такое сопротивление, что после размещения их в радиационно-защитной камере разрежение часто становилось ниже допустимого значения, необходимого для проведения работ с радиоактивными источниками (150–200 Па), в соответствии с «Основными санитарными правилами обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ 99/2010). Поэтому последовавшие исследования были направлены на поиск, испытание и выбор заводских прототипов и фильтрующих материалов для изготовления комбинированных фильтров-сорберов с нужными свойствами.

Были выработаны требования и достигнута договорённость с представителем поставщика – ЗАО «Филар» – об изготовлении на заводе партии опытных фильтров типа ФВ-0,4 с применением в них новых фильтрующих материалов и о последующих испытаниях этих материалов и фильтров в ОАО «ГНЦ НИИАР».

Проведены испытания фильтрующего материала РФМ фильтров ФВ-0,4 производства ЗАО «Филар» – рулонной ткани на основе сополимера полистирола – с целью определить эффективность улавливания аэрозольной и молекулярной (газообразной) форм селена-75, поскольку в литературе данных об эффективности очистки воздуха от селена-75 этой тканью не найдено.

На экспериментальном стенде, расположенном рядом с радиационно-защитной камерой, где в это время проводились работы по герметизации селеновых источников аргонодуговой сваркой, были испытаны образцы тканей марок: РФМ-1,7; РФМ-3,0; РФМ-3,4. Через них пропускали воздух из радиационно-защитной камеры, а затем проводили гамма-спектрометрические измерения активности задержанных радионуклидов.

Результаты измерений показали, что радиоактивные аэрозоли селена-75 почти полностью поглощаются одним слоем из материала РФМ: для ткани РФМ-1,7 эффективность очистки составила 99,6 %, для ткани РФМ-3,0 она равна 99,7 %, а для РФМ-3,4 она составила 99,5 %. Молекулярные соединения селена-75 прошли через аэрозольные фильтры. Все виды фильтрующего материала РФМ способны обеспечивать эффективность очистки воздуха радиационно-защитной камеры от аэрозольных форм селена-75 не менее чем на 99 %.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» проведены испытания аэрозольных фильтров типа ФВ-0,4 с тканью трёх видов: ФПП-15-4,5, РФМ-1,7 и РФМ-3,4. Фильтры были изготовлены и предоставлены в НИИАР предприятием ЗАО «Филар» в соответствии с протоколом совместного совещания о сотрудничестве специалистов обеих организаций. Для сравнения были испытаны также фильтры: В-0,4 (с ФПП-4,5), произведённый предприятием «Ekast» (Эстония) и В-0,4 (с ФПП-4,5), изготовленный во ФГУП «Производственное объединение „Маяк“». Испытания позволили сравнить фильтры по аэродинамическому сопротивлению и определить достижимое разрежение в радиационно-защитной камере после установки в неё каждого из этих фильтров.

Все фильтры были испытаны на лабораторном стенде в одинаковых условиях и режимах, были построены графики линейной зависимости расхода воздуха через фильтры от перепада давления в них. Эти графики показали, что наименьшее сопротивление проходу воздуха оказывает специально изготовленный ЗАО «Филар» фильтр ФВ-0,4 с тканью РФМ-1,7, наибольшее – фильтры ФВ-0,4 с тканью ФПП-15-4,5 производства ЗАО «Филар» и фирмы «Ekast». При одинаковой скорости потока воздуха сопротивление фильтра ФВ-0,4 с тканью РФМ-1,7 примерно в 1,5 раза ниже, чем фильтра

ФВ-0,4 с тканью РФМ-3,4; и примерно в 1,3 раза меньше, чем сопротивление произведённого во ФГУП «Производственное объединение „Маяк”» фильтра В-0,4 с тканью ФПП-4,5.

Испытания каждого фильтра в реальных условиях радиационно-защитной камеры показали, что разрежение в ней, соответствующее требованиям ОСПОРБ 99/2000, обеспечивается лишь при установке в штатное место воздуховода фильтров В-0,4 с тканью ФПП-15-4,5 (ФГУП «Производственное объединение „Маяк”») или ФВ-0,4 с тканью РФМ-1,7 (ЗАО «Филар»). При установке фильтра ФВ-0,4 с тканью РФМ-1,7 достигалось наибольшее разрежение – 230–260 Па, а при установке остальных разновидностей фильтров оно не превышало 100–140 Па.

Опытный фильтр ФВ-0,4 с тканью РФМ-1,7 в марте 2012 года, накануне очередных работ по герметизации селеновых источников, был установлен в радиационно-защитную камеру взамен эксплуатировавшегося в ней около девяти месяцев фильтра В-0,4.

Во время работ по герметизации селеновых источников ежедневно в течение пяти часов отбирали пробы радиоактивных продуктов на пакеты аналитических фильтров АФА-РСП и СФЛ-2И (одновременно из воздуха камеры и из воздуха короба специальной вентиляции после фильтра). Было установлено, что радиоактивность в воздухе камеры определялась в основном селеном-75, доля остальных радионуклидов в разные дни составляла от 0,3 до 3 %. Эффективность очистки воздуха камеры фильтром от **аэрозольных** форм селена составила 97,3–99,6 %. Это лучше, чем при работе предыдущих штатных фильтров. Из-за **молекулярных** (газообразных) соединений селена, прошедших через фильтр, суммарная эффективность очистки воздуха камеры несколько меньше – 96,6–99,5 %.

Учитывая положительные результаты испытаний ткани РФМ на стенде, низкое сопротивление фильтра ФВ-0,4 с тканью РФМ-1,7 и достаточную эффективность очистки воздуха радиационно-защитной камеры от аэрозолей, этот фильтр можно рекомендовать в качестве базового при изготовлении комбинированного фильтра-сорбера, в котором наряду с тканью РФМ-1,7 будет использоваться активированный уголь для задержки молекулярных (газообразных) форм селена.

Фильтры типа ФВ-0,4 с тканью РФМ-1,7 могут быть использованы не только в радиационно-защитных камерах, где проводят работы с радиоактивным селеном, но и в других подобных камерах, где требуется очистка воздуха от радиоактивных аэрозолей (например, циркония-95, ниобия-95, цезия-137).

Внедрение же комбинированных фильтров-сорберов послужит цели повышения эффективности очистки газовой среды радиационно-защитных камер как от селена-75, так и от других, ещё не изученных летучих радиоактивных продуктов, что требуется для осуществления научно-производственной деятельности института.

Список литературы

1. Рыбин А.А., Рождественская Л.Н., Серебряков В.В. Амелина Е.В., Барышников С.Г. Стендовые исследования в обоснование системы очистки газовой среды радиационно-защитных камер от летучих форм селена. – Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2010 году. – Димитровград: ОАО ГНЦ НИИАР», 2011. С. 158–161.
2. Рыбин А.А., Рождественская Л.Н., Серебряков В.В. Испытания фильтров-сорберов для очистки газовой среды радиационно-защитных камер от летучих форм радиоактивных веществ. – Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2011 году. – Димитровград: ОАО ГНЦ НИИАР», 2012. С. 186–189.

А.А. Рыбин, Л.Н. Рождественская, В.В. Серебряков, Е.В. Амелина

ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ЗАКАЧКИ НАКОПЛЕННЫХ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ С ПОВЫШЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ТВЁРДОЙ ФАЗЫ В ПОДЗЕМНОЕ ХРАНИЛИЩЕ ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННОГО ПОЛИГОНА

Даная работа является одним из этапов разработки и внедрения технологии подготовки и захоронения отходов, накопленных в хранилище жидких радиоактивных отходов ОАО «ГНЦ НИИАР», в подземное хранилище опытно-промышленного полигона института. Внедрение технологии глубинного захоронения ЖРО с повышенным содержанием твёрдой фазы (пульпы и кубовых остатков) направлено на достижение одного из ключевых показателей федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» – перевода радиоактивных отходов в экологически безопасное состояние.

В данной работе рассмотрены:

- ♦ возможные способы захоронения накопленных в ОАО «ГНЦ НИИАР» жидких радиоактивных отходов с повышенным содержанием твёрдой фазы;
- ♦ состояние отходов и мест их хранения;
- ♦ технология захоронения отходов, включающая предварительный перевод твёрдой фазы в раствор и его стабилизацию;
- ♦ оценка безопасности захоронения подготовленных отходов на действующем пункте глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов опытно-промышленного полигона ОАО «ГНЦ НИИАР».

Хранилище жидких радиоактивных отходов ОАО «ГНЦ НИИАР» представляет собой стационарный объект, предназначенный для длительного хранения ЖРО, образующихся в реакторах и научно-технологических подразделениях института.

Основным оборудованием хранилища жидких радиоактивных отходов являются семь ёмкостей, в трёх из которых за сорокалетний период эксплуатации накоплено около 2800 м³ отходов с повышенным содержанием твёрдой фазы (пульпы и кубовых остатков), которые занимают около 20 % рабочего объёма хранилища.

В одних ёмкостях хранилища жидких радиоактивных отходов хранятся кубовые остатки выпарных установок, а также ЖРО, образовавшиеся в результате работы реакторов и радиохимических лабораторий. В других ёмкостях хранилища жидких радиоактивных отходов находятся отработанные ионно-обменные смолы и перлитовая пульпа.

В результате проведённых работ по определению характеристик отходов, находящихся в ёмкостях, с отбором проб и их анализом, выявлено, что основу неорганических компонентов растворов составляют нитраты, сульфаты и хлориды натрия.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» были также проведены опыты по нейтрализации растворов из ёмкостей хранилища жидких радиоактивных отходов с повышенным содержанием твёрдой фазы. Опыты показали, что в нейтрализованном растворе происходит образование осадка. Осадок со временем уплотняется и после выдержки в течение суток его объём составляет около 10 % от общего объёма пробы. Объёмная активность бета-излучающих радионуклидов осветлённого раствора уменьшается по сравнению с исходной на 70 %, а альфа-излучающих – на два порядка. Основной вклад в радиоактивность всех исследуемых отходов вносят радионуклиды цезия-137, европия-152

и европия-154. Были идентифицированы также и другие радионуклиды, которые присутствуют и в «свежих» отходах, но активность их на несколько порядков ниже вышеперечисленных радионуклидов.

Сравнение исследованных растворов (декантатов) и пульпы с жидкими радиоактивными отходами, направляемыми на подземное захоронение, показывает, что по качественному составу они достаточно схожи и отличаются только концентрацией компонентов: у деkantатов и пульпы она более высокая. Поэтому было предложено выполнять закачку подготовленных деkantатов и пульпы из ёмкостей совместно с жидкими радиоактивными отходами, направляемыми на захоронение, по проектной схеме.

Способ подготовки и захоронения пульпы в подземное хранилище был ранее разработан в ОАО «ГНЦ НИИАР», экспериментально обоснован и опробован в технологическом эксперименте при закачке пульпы из ёмкости через нагнетательную скважину в подземное хранилище опытно-промышленного полигона. Эксперимент включал в себя следующие операции:

- ◆ обработку пульпы раствором с массовой долей азотной кислоты 10 %;
- ◆ отделение жидкой фазы от нерастворившейся части пульпы;
- ◆ нейтрализацию кислого раствора специальным раствором с массовой долей гидроксида натрия 10 %;
- ◆ гидродинамическое воздействие на нейтрализованный раствор непосредственно после операции нейтрализации и во время закачки в скважину.

Первые две технологические операции составляют процесс предварительной подготовки деkantатов и пульпы к закачке, две последующие – выполняются непосредственно во время закачки. В отношении кубовых остатков первая и вторая операции исключаются из технологического процесса, поскольку эти отходы являются растворами гомогенного типа.

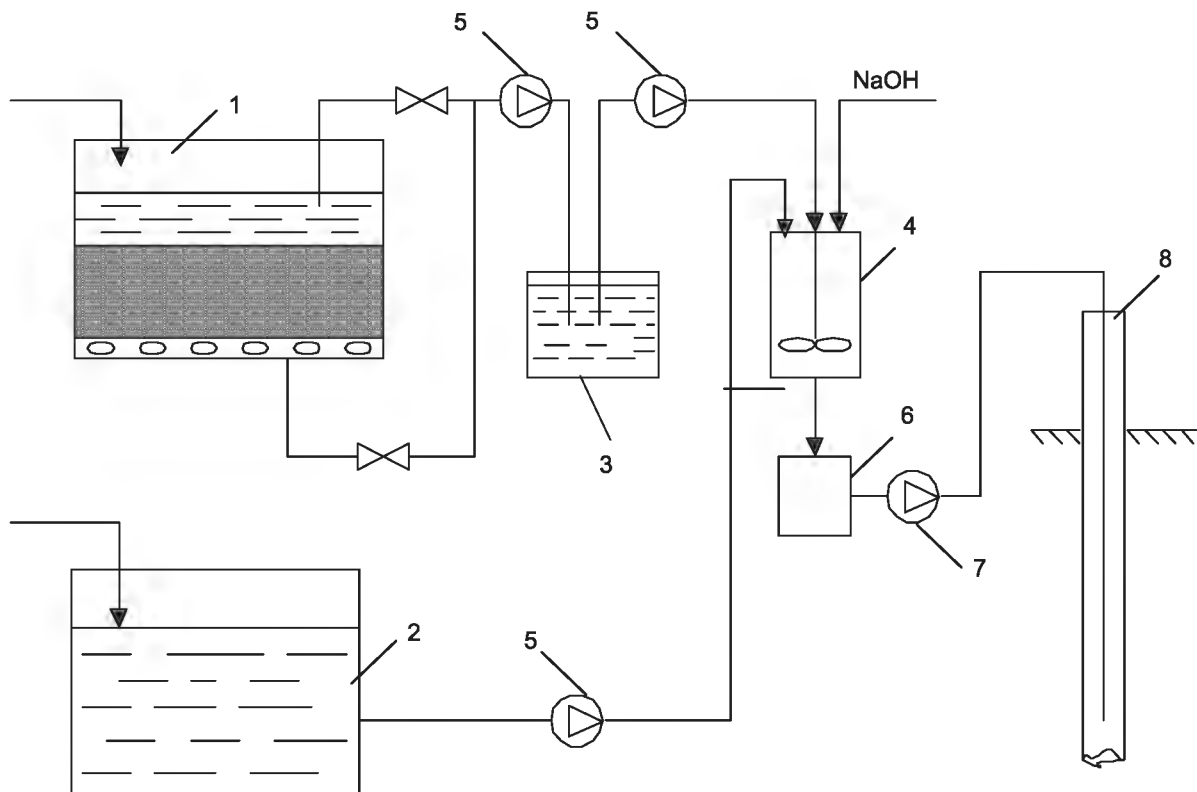
Возможно два варианта отделения жидкой фазы от нерастворившейся части пульпы. Первый заключается в выдержке гетерогенной системы после кислотной обработки и откачке осветлённого раствора (кислый деkantат). Второй осуществляется путём фильтрования через механический фильтр или фильтрующий слой дренажной системы ёмкости, в которой осуществляется кислотная обработка пульпы.

Способ подготовки деkantатов и пульпы к захоронению основан на физико-химических явлениях, происходящих в процессе нейтрализационной коагуляции. На первой стадии происходит образование молекул труднорастворимых веществ в результате гидролиза. На второй – кристаллизация, образование частиц осадка, затем – последующее выделение этих частиц из раствора с образованием седиментационно-неустойчивой системы – суспензии.

Наибольшее влияние на кристаллизацию и формирование осадка оказывает гидродинамический фактор (скорость перемешивания, конфигурация аппарата и прочее). При равномерном и медленном перемешивании воды создаются оптимальные условия для соединения мелких кристаллов в крупные, при высоких же скоростях, наоборот, образуются мелкие, трудноосаждаемые частицы, так как структура образующихся в первый момент осадков непрочна и чувствительна к механическому воздействию.

На практике такие оптимальные условия можно реализовать изменениями существующей технологической схемы закачки отходов. Экспериментально доказано, что функцию диспергатора суспензии может выполнять существующий высоконапорный многоступенчатый центробежный насос установки по захоронению жидких радиоактивных отходов в подземное хранилище, способный обеспечить необходимую интенсивность перемешивания.

На основании проведённых исследований была разработана принципиальная технологическая схема подготовки и закачки пульпы и кубовых остатков в подземное хранилище.



Принципиальная технологическая схема подготовки и захоронения пульпы и кубовых остатков в подземное хранилище: 1 – ёмкость хранилища ЖРО; 2 – приёмная ёмкость для сбора ЖРО; 3 – ёмкость для сбора кислого декантата пульпы или кубового остатка; 4 – реактор-мешалка; 5 – насос; 6 – промежуточная ёмкость; 7 – высоконапорный центробежный насос; 8 – нагнетательная скважина

Важным критерием приемлемости жидких радиоактивных отходов для захоронения является совместимость отходов с геологической средой захоронения. Захоронение жидких радиоактивных отходов с повышенным содержанием твёрдой фазы может считаться безопасным, если не приведёт к ухудшению основных фильтрационных характеристик нагнетательной скважины и требований безопасности захоронения ЖРО в проектных режимах. Отходы должны быть локализованы в границах горного отвода недр, а протекающие в недрах процессы не должны привести к выходу компонентов отходов за границы горного отвода и на поверхность или к формированию дополнительных доз облучения населения.

Проведённое обоснование возможности закачки кубовых остатков, накопленных в хранилище жидких радиоактивных отходов, в подземное хранилище опытно-промышленного полигона позволяет сделать следующие выводы:

1. Результаты анализа методик обращения с отходами, содержащими повышенное количество взвешенных веществ, и пульпообразными отходами; материалов проводимых в ОАО «ГНЦ НИИАР» исследований по обращению с радиоактивными отходами, находящимися в ёмкостях-хранилищах, показали, что наиболее безопасная и эффективная технология обращения с такими отходами – это их захоронение в глубокие скважины действующего пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов опытно-

промышленного полигона (с предварительной подготовкой отходов к захоронению по технологии, разработанной в ОАО «ГНЦ НИИАР»).

2. Подготовка отходов должна включать растворение твёрдой фазы пульпы в кислых средах, нейтрализацию до регламентных значений pH, гидродинамическое воздействие с целью замедления образования крупнодисперсной твёрдой фазы. Закачка в скважины подготовленной пульпы и кубовых остатков должна осуществляться в проектном режиме.

3. С 2012 по 2020 год увеличение объёма захоронения отходов в проектном режиме за счёт отходов из ёмкостей-хранилищ составит не более 0,5 %, что находится в пределах возможных изменений объёма захоронения отходов под влиянием различных факторов и не требует внесения изменений или дополнений в действующую лицензию на право пользования недрами.

4. Концентрация ядерно-опасных материалов в отходах с повышенным содержанием твёрдой фазы при их размещении в породах пласта-коллектора ниже значений, при которых необходимо проводить детальные исследования и расчёты условий ядерной безопасности.

5. В сравнении с условиями, которые характерны для захоронения отходов в проектных режимах, захоронение отходов с повышенным содержанием твёрдой фазы не приведёт к формированию дополнительных условий для развития осложнений и аварийных ситуаций.

6. Глубинное захоронение жидких радиоактивных отходов в ОАО «ГНЦ НИИАР» регламентируется основными действующими нормативными документами, такими как:

- ◆ Санитарные правила и технические условия эксплуатации и консервации глубоких хранилищ жидких радиоактивных и химических отходов предприятий ядерного топливного цикла (СПиТУ ЭКХ-93);
- ◆ Методические указания по эксплуатации и консервации глубоких хранилищ жидких радиоактивных и химических отходов предприятий атомной промышленности (МУ ЭКГХ-2003).

*Ю.А. Дёмина, С.В. Дураков, Е.В. Крайнов,
В.В. Кухарский, А.М. Улюшкин, В.И. Куприенко*





РАБОТЫ ИНСТИТУТА ПО МЕЖДУНАРОДНЫМ ПРОГРАММАМ

7

ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2012

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Международное научно-техническое сотрудничество ОАО «ГНЦ НИИАР» тесно связано с деятельностью мирового научного сообщества, направленной на решение актуальных задач фундаментальной науки и прикладных исследований в области гражданской ядерной энергетики.

ОАО «ГНЦ НИИАР» осуществляет международное сотрудничество в целях развития научно-исследовательской деятельности, демонстрации высокого потенциала технической и научной базы, утверждения исследовательских и производственных приоритетов отрасли и государства в целом.

Основные направления

международного сотрудничества ОАО «ГНЦ НИИАР»:

- ◆ реакторное материаловедение, методики испытания материалов и элементов ядерных реакторных установок;
- ◆ физика, техника ядерных реакторных установок, облучательные технологии, конверсия исследовательских реакторов;
- ◆ безопасность ядерных реакторов и атомной энергетики;
- ◆ радиохимия и топливные циклы, перспективные исследования в области замкнутого ядерного топливного цикла;
- ◆ радионуклидные источники и препараты, разработка технологии радионуклидов для ядерной медицины;
- ◆ совершенствование системы физической защиты, учёта и контроля ядерных материалов в рамках программ международной технической помощи.

Международное научно-техническое сотрудничество осуществляется в соответствии с межправительственными и основополагающими соглашениями по обеспечению международных проектов и целевых программ сотрудничества, совместных исследований в области фундаментальной и прикладной науки и промышленного партнёрства.

В течение 2012 года в ОАО «ГНЦ НИИАР» приняли 34 иностранные делегации из двадцати стран мира, 196 представителей зарубежных учреждений и международных организаций посетили наш институт.

В то же время за границу было командировано 164 специалиста института, которые приняли участие в 85 зарубежных мероприятиях.

МНОГОСТОРОННЕЕ СОТРУДНИЧЕСТВО

Сотрудничество в рамках проектов

Международного агентства по атомной энергии

За отчётный период представители ОАО «ГНЦ НИИАР» приняли участие в десяти международных мероприятиях – технических и консультативных совещаниях, проводившихся под эгидой Международного агентства по атомной энергии.

В составе делегаций Госкорпорации «Росатом» сотрудники ОАО «ГНЦ НИИАР» были участниками:

- ◆ конференции «Обращение с топливом исследовательских реакторов» (RRFM-2012);
- ◆ совещания международной группы операторов исследовательских реакторов (IGORR);

- ◆ ежегодного совещания «Евразийская коалиция исследовательских реакторов», касающегося вопросов, связанных с потенциальными международными центрами технологических компетенций в области высокопоточных исследовательских реакторов;
- ◆ ежегодного совещания Европейского консультативного комитета по безопасности исследовательских реакторов (EURASC);
- ◆ консультационного совещания по разработке каталога исследовательских реакторов с целью наиболее полного представления возможностей для научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по инновационным направлениям применения ядерных технологий;
- ◆ регионального семинара по теоретическому и практическому обучению персонала в области использования исследовательских реакторов.

Специалисты института также были приглашены в качестве экспертов на консультационные совещания рабочих групп:

- ◆ по подготовке и окончательной приемке технического документа Международного агентства по атомной энергии «Характеристики новаторских, долговечных, управляемых, простых в обращении и безопасных (PECES) исследовательских реакторов для новых ядерных технологий»;
- ◆ по перспективным процессам фракционирования.



Участники грандиозного семинара,
организованного МАГАТЭ и ОАО «ГНЦ НИИАР»

Сотрудничество в рамках СНГ

В 2012 году состоялось три основных крупномасштабных форума, в которых приняли участие специалисты ОАО «ГНЦ НИИАР»:

- ◆ XII заседание Комиссии государств – участников СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях (28 мая – 01 июня 2012 года, Республика Казахстан, г. Астана);
- ◆ совещание рабочей группы «Формирование комплексной системы поддержания безопасности исследовательских ядерных установок. Вопросы создания Коалиции исследовательских реакторов стран СНГ» (20–23 декабря 2012 года, Республика Азербайджан, г. Баку);
- ◆ совещание экспертной группы по координации выполнения программы сотрудничества государств – участников СНГ в области мирного использования атомной энергии на период до 2020 года «Сотрудничество „АТОМ – СНГ“» (03–07 декабря 2012 года, Республика Беларусь, г. Минск).

В рамках регионального проекта технического сотрудничества работники института приняли участие в первом совещании «Коалиция исследовательских реакторов стран СНГ».

Международное научно-техническое сотрудничество

В 2012 году ОАО «ГНЦ НИИАР» стало участником четырёх проектов, финансируемых в рамках международного научно-технического сотрудничества. Проекты отражают наиболее востребованные на сегодняшний день направления деятельности института – реакторное материаловедение, методики испытания материалов и элементов ядерных реакторных установок.

Партнёрами ОАО «ГНЦ НИИАР» в области международного научно-технического сотрудничества являются национальные лаборатории Министерства энергетики США, Комиссариат по атомной энергии Франции, международные научные организации Международного агентства по атомной энергии, Европейского Союза, научные организации США, Южной Кореи и Китая, промышленные компании США, Европы и Канады.

Сотрудничество в рамках безвозмездной технической помощи

Совместные работы с национальными лабораториями Министерства энергетики США по техническим вопросам учёта, контроля и хранения ядерных материалов, физической защиты радиационно и ядерно-опасных объектов составляют существенную долю в международной деятельности института. Среди наших партнёров Тихоокеанская национальная лаборатория, Ливерморская национальная лаборатория им. Э. Лоуренса и другие. Формат безвозмездной финансовой помощи требует подтверждения целевого использования выделенных средств со стороны Госкорпорации «Росатом» и оформления удостоверений получателя технической помощи в правительственной комиссии. За отчётный период предпринято девять обращений в специальную комиссию и получено шесть удостоверений.

Завершён пятилетний проект «Модернизация физической защиты периметра ОАО „ГНЦ НИИАР“», в котором принимали участие специалисты ОАО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «Специальное научно-производственное объединение „Элерон“» и других российских и немецких организаций. Проект был реализован в соответствии с соглашениями между Российской Федерацией и Федеративной Республикой Германией об оказании

помощи РФ в ликвидации сокращаемого ею ядерного и химического оружия и о сотрудничестве в деле обеспечения безопасности при ликвидации ядерного оружия.

Работы проводились при финансовой поддержке Министерства иностранных дел Германии в рамках программы глобального партнёрства «Большой восьмёрки».

В сентябре 2012 года во время визита в ОАО «ГНЦ НИИАР» немецкие специалисты из Министерства иностранных дел, Федерального ведомства по вопросам поставки и разработки военного имущества и Общества по безопасности установок и реакторов ФРГ провели финансовую и техническую проверку. Договор был реализован в полном объёме.



Участники проекта
«Модернизация физической защиты периметра ОАО «ГНЦ НИИАР»»

ДВУСТОРОННЕЕ СОТРУДНИЧЕСТВО

Сотрудничество с США

Основные проекты, реализуемые в рамках двустороннего сотрудничества:

- Разработка инновационного ядерного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, названного «Travelling Wave Reactor (TWR)».

Заказчиком работ выступает компания «TerraPower, LLC». Головной организацией, координирующей работы по технико-экономическому обоснованию, является ОАО «ГНЦ НИИАР». За отчётный период разработаны технические решения облучательных устройств и сценарии облучения с промежуточным извлечением образцов для исследований, обеспечивающие испытания в реакторе БОР-60 образцов конструкционных материалов с необходимыми заказчику параметрами, проведена оценка стоимости реализации проекта, согласован с заказчиком и заключён долгосрочный контракт.

- Облучение перспективных материалов в реакторе БОР-60 по заказу Министерства энергетики США.

Американская сторона предоставила обновлённую матрицу проведения испытаний и план послереакторных исследований для включения в десятилетнюю программу НИОКР. В план испытаний будет внесена информация о желаемых дозах, температуре, геометрии и типах образцов.



Представители Госкорпорации «Росатом» и Министерства энергетики США обсуждают перспективы дальнейшего сотрудничества

- Исследования для определения технической возможности осуществления перевода реактора МИР на низкообогащённое урановое топливо, включая идентификацию подходящего для конверсии низкообогащённого уранового топлива и ТВС.

Данные работы проводились в рамках программы исследований возможности конверсии российских исследовательских реакторов на низкообогащённое урановое топливо. Заключён второй рабочий контракт к основополагающему соглашению. Техническим координатором проекта является Аргоннская национальная лаборатория.

- Изготовление и испытание в исследовательском реакторе МИР экспериментальных топливных сборок ИРТ-3М с уран-молибденовым топливом номинальным обогащением 19,7 % по урану-235.

С заказчиком согласованы основные положения контракта, технические и финансовые предложения в рамках трёхстороннего сотрудничества между ОАО «ГНЦ НИИАР», Аргоннской национальной лабораторией и ОАО «ТВЭЛ».

Сотрудничество с Францией

Основные проекты, реализуемые в рамках двустороннего сотрудничества:

- Комплексные послереакторные исследования образцов циркониевых сплавов заказчика, облучённых ранее в реакторе БОР-60, в рамках контрактов, заключённых с компанией «AREVA NP».

- Облучение в реакторе БОР-80 образцов конструкционных материалов до максимальной повреждающей дозы около 85 сна с промежуточной выгрузкой / загрузкой части образцов в рамках выполнения контракта «Изучение радиационной стойкости конструкционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах», заключённого с Комиссариатом по атомной энергии.

Сотрудничество с Южной Кореей

Основные проекты, реализуемые в рамках сотрудничества с Корейским исследовательским институтом атомной энергии:

- Продолжение исследований экспериментальной ТВС с уран-циркониевым металлическим топливом, облучённой ранее в реакторе МИР.
- Эксперименты в условиях моделирования реактивной аварии.

Исследования проводятся совместно с ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ». В 2012 году проведены подготовительные работы. Из Южной Кореи ввезены образцы-имитаторы из необлучённых твэлов.

Сотрудничество с Германией

Основные проекты, реализуемые в рамках двустороннего сотрудничества:

- Завершение базового тестирования и отладки работы оборудования второй очереди установки по производству молибдена-99, изготовленной и смонтированной фирмой «ITD».



Представители компании «ITD», посетившие ОАО «ГНЦ НИИАР» в рамках проекта по созданию производства молибдена-99

В первой половине 2012 года выполнены работы по монтажу технологического оборудования, после чего установка находилась в пусконаладочном режиме, осуществлялась наработка тестовых партий и тонкая доводка оборудования.

- Началось опытных поставок заказчикам продукции первой очереди установки по производству молибдена-99, готовой к регулярной эксплуатации с марта 2012 года.

Сотрудничество с Китаем

В Китае прошли мероприятия, посвящённые двадцатипятию со дня основания совместного предприятия ОАО «ГНЦ НИИАР» и Китайского института атомной энергии – «Пекинская КИАЭ-НИИАР компания радиоизотопов с ограниченной ответственностью». Успешное сотрудничество этих организаций в сфере производства и реализации радиоизотопных источников для медицины и промышленности, высокие результаты



Подписание соглашения о сотрудничестве между ЗАО «Наука и инновации» и Китайской корпорацией по изотопам и радиации

и увеличение объёма продаж на китайском рынке позволили принять решение о продлении срока деятельности совместной компании на следующие десять лет – до 29 сентября 2022 года. Сотрудникам, внесшим значительный вклад в развитие компании, вручены ведомственные награды Госкорпорации «Росатом». В ходе мероприятий было подписано соглашение о сотрудничестве между ЗАО «Наука и инновации» и Китайской корпорацией по изотопам и радиации, позволяющее объединить усилия в сфере изотопных и радиационных технологий, производства и поставки оборудования.

НОВЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ СОТРУДНИЧЕСТВА

Важным направлением сотрудничества являются работы в рамках проекта по созданию многоцелевого быстрого исследовательского реактора. Основная цель технических работ по МБИР на данном этапе заключается в том, чтобы выработать план поддержки Международного центра коллективного пользования, основой которого должен стать многоцелевой быстрый исследовательский реактор и который позволит проводить различные научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы в области ядерной энергетики.

На совещании, проведённом Госкорпорацией «Росатом» 25 июня 2012 года для потенциальных пользователей МБИР, было продолжено обсуждение вопросов по формированию Международного центра коллективного пользования, и в ноябре 2012 года было подписано соглашение между Министерством энергетики США, Госкорпорацией «Росатом» и Комиссариатом по атомной энергии Франции по проекту МБИР.



Обсуждение с представителями Национальных лабораторий и Министерства энергетики США состоялось deal по проекту МБИР

В ноябре 2011 года в Ханое подписано соглашение между Россией и Социалистической Республикой Вьетнам о сотрудничестве в сооружении Центра ядерной науки и технологий на территории Вьетнама. Исполнителями заказа со стороны России выбраны: «Объединённая инжиниринговая компания „АСЭ-НИАЭП“» (генеральный проектировщик), ОАО «ГСПИ» (проектировщик проекта), ОАО «НИКИЭТ» (главный конструктор) и ОАО «ГНЦ НИИАР» (научный руководитель проекта). Проект будет реализовываться на двух площадках – в Далате и Ханое. Согласно межправительственному соглашению двух стран во Вьетнаме также будет построена АЭС «Нинь Тхуан» с двумя энергоблоками. Первый блок планируется ввести в строй в 2020 году, а начать строительство – в 2014 году. В июне 2012 года вьетнамские коллеги посетили ОАО «ГНЦ НИИАР» для обсуждения предложенной Госкорпорации «Росатом» по оснащению Центра ядерной науки и технологии исследовательским оборудованием. В Ханое 25–27 октября 2012 года состоялась международная выставка по атомной энергетике, на которой российская и вьетнамская стороны провели конструктивные переговоры по техническим вопросам строительства Центра ядерной науки и технологии Вьетнама.

Н.В. Кузнецова





РЕДАКЦИОННО- ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

8

ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2012

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНОЙ РЕАКТОРНОЙ

В соответствии с планом работ на 2012 год в редакционно-издательском бюро ОАО «ГНЦ НИИАР» были отредактированы и подготовлены к печати следующие издания.

Публичный годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2011 год

УДК 621.039

Публичный годовой отчёт ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2011 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 124 с.

ISBN 978-5-94831-122-7



Настоящий отчёт является первым интегрированным публичным отчётом, охватывающим финансовые и нефинансовые аспекты результативности деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2011 год.

В отчёте комплексно отражены не только основные финансово-экономические и производственные результаты деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР» за 2012 год, но также и результаты деятельности в области устойчивого развития; описаны подходы менеджмента, позволяющие достигать значительных результатов и повышать эффективность работы; содержатся 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 2011 году

УДК 621.039

Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2011 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 224 с.

ISBN 978-5-94831-124-1

Отчёт содержит статьи об исследованиях и результатах работы по основным направлениям деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР», таких 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.

С.В. Павлов, А.В. Сулик, С.С. Сагалов

Гамма-спектрометрия в реакторном материаловедении

УДК 621.039.546

Павлов С.В., Сулик А.В., Сагалов С.С. Гамма-спектрометрия в реакторном материаловедении. – Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 314 с.

ISBN 978-5-94831-121-0



В монографии изложены теоретические основы гамма-спектрометрического метода контроля состояния облученных твэлов. Рассмотрены варианты его аппаратного и методического обеспечения.

В книге приведены примеры оценки состояния топливных сердечников и оболочек твэлов, отработавших в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах. Представлен иллюстративный материал, подтверждающий корреляцию результатов, полученных гамма-спектрометрическим и другими методами реакторного материаловедения.

Данная монография предназначена для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности, занимающихся проблемами ядерного топлива, а также студентов соответствующих специальностей.

О.В. Скиба, В.А. Кислый, Ю.П. Савочкин, С.К. Вавилов

Пироэлектрохимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах

УДК 621.039.54

Скиба О.В., Кислый В.А., Савочкин Ю.П., Вавилов С.К. Пироэлектрохимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 348 с.

ISBN 978-5-94831-123-4

В монографии изложены результаты первого этапа разработки замкнутого топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах – создания опытного производства виброуплотнённого смешанного уран-плутониевого топлива на основе химических и электрохимических процессов в расплавленных солевых средах, получения гранулированных порошков топливных композиций и изготовления тепловыделяющих элементов методом виброуплотнения. Обобщены и проанализированы результаты исследований химических и электрохимических свойств топливных компонентов, включая младшие актиниды и наиболее значимые продукты деления, в расплавах хлоридов щелочных металлов. Разработаны физико-химические основы процессов, которые могут быть элементами технологий производства «свежего» и переработки отработавшего топлива БН-реакторов.

Показаны результаты разработки и создания опытного производства виброуплотнённого МОКС-топлива с автоматизированным и дистанционно обслуживаемым оборудованием для эксплуатации в условиях тяжёлых защитных камер. Приведены результаты изучения поведения виброуплотнённого топлива, в том числе регенерированного, а также с добавками младших актинидов, в исследовательском реакторе БОР-60 и энергетическом реакторе БН-600.

Монография предназначена для научных сотрудников, инженеров и конструкторов, занимающихся разработкой технологий для замкнутого топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах, и может использоваться при подготовке специалистов будущих ядерных топливно-энергетических комплексов.



Ю.Г. Лавринович, А.В. Бычков
Обращение с отходами
неводных методов переработки
отработавшего ядерного топлива

УДК 621.039.59

Лавринович Ю.Г., Бычков А.В. Обращение с отходами неводных методов переработки отработавшего ядерного топлива: обзор. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 111 с.

ISBN 978-5-94831-120-3



В обзоре описаны виды, характеристики и свойства твердых радиоактивных отходов, получаемых при переработке отработавшего оксидного ядерного топлива газофторидным и пироэлектрoхимическими методами. Приведены способы и схемы подготовки вторичных продуктов к длительному контролируемому хранению. Предложены матрицы для иммобилизации отходов. Изложены результаты исследования физико-химических, радиационных, термических, теплофизических, коррозионных свойств как исходных материалов, так и после включения их в химически стойкие матрицы, даны рекомендации по хранению отходов.

Приведенные в обзоре результаты исследований позволят совершенствовать схемы регенерации топлива реакторов на быстрых нейтронах; могут быть использованы при разработке комбинированных процессов переработки отработавшего ядерного топлива, проектировании долговременных хранилищ. Работа также будет интересна широкому кругу специалистов, работающих в области обращения с радиоактивными отходами.

Сборник докладов

Международной научной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях»

УДК 621.039.55 (063)

Международная научная конференция «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях»: сборник докладов. – Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 714 с. CD-R.

ISBN 978-5-94831-119-7

Сборник содержит доклады, представленные на Международной научной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», прошедшей 5–9 декабря 2011 года в городе Дмитровграде (Россия) и посвященной пятидесятилетию пуска высокопоточного исследовательского реактора СМ. В сборнике представлены доклады пленарных заседаний, устных и стендовых секций следующей тематики:

- фундаментальная физика и сопровождающие технологии;
- прикладная физика, ядерная техника, облучательные технологии и безопасность;
- 50 лет исследований на реакторе СМ.



Н.В. Чертухина

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АСТ-1 – ядерная энергетическая установка АРБУС с органическим теплоносителем после реконструкции.

АЭС – атомная электростанция.

Белоярская АЭС – филиал ОАО «Концерн "Росэнергоатом"» – Белоярская атомная станция.

БВ – бассейн выдержки.

БД – база данных.

БДГБ (*Блок дозиметрический, гамма-бета*) – дозиметрический прибор настенного исполнения, предназначенный для преобразования энергии ионизирующих излучений радиоактивных газов в электрический сигнал.

БН – быстрый натриевый реактор.

БОР-60 – быстрый опытный реактор мощностью в 60 МВт; исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

БПХ (*Блок передаточных характеристик*) – многоканальный концентратор сигналов дозиметрических датчиков.

БРЕСТ-300 (ОД) – быстрый реактор (на быстрых нейтронах) естественной безопасности мощностью в 300 МВт со свинцовым теплоносителем (опытный демонстрационный).

БЭ – боковой экран.

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор.

ВК-50 – водо-водяной кипящий реактор.

ВКУ – внутрикорпусное устройство.

ВХР – водно-химический режим.

Госатомнадзор – Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности.

Госкорпорация «Росатом» – Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом».

ГОСТ – государственный стандарт.

ДР – дистанционирующая решётка.

ДРР – деформация радиационного роста.

ЖРО – жидкие радиоактивные отходы.

ЗАО – закрытое акционерное общество.

ИЯУ – исследовательская ядерная установка.

МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии.

МБИР – многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

МИР – материаловедческий исследовательский реактор, многопетлевой.

МК – микрокампания.

МОКС-топливо – ядерное топливо, содержащее несколько оксидов делящихся материалов.

НИИАР» – Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов.

НИОКР – научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы.

НРБ-99/2009 – Нормы радиационной безопасности (СанПиН 2.6.1.2523–09).

ОАО – открытое акционерное общество.

ОАО «ВНИИНМ» – открытое акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара».

- ОАО «ГНЦ НИИАР»** – открытое акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов».
- ОАО «ГСПИ»** – открытое акционерное общество «Государственный специализированный проектный институт».
- ОАО «НЗХК»** – открытое акционерное общество «Новосибирский завод химконцентратов».
- ОАО «НИКИЭТ»** – открытое акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала».
- ОСПОРБ 99/2010** – Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности.
- ОСЧ** – особо чистый.
- ОТВС** – отработавшая тепловыделяющая сборка.
- ОУ** – облучающее устройство.
- ОЯТ** – отработавшее ядерное топливо.
- ПРК** – полифункциональный радиохимический комплекс.
- ПУ** – петлевая установка.
- Пэл** – поглощающий элемент.
- РАО** – радиоактивные отходы.
- РБМК** – кипящий реактор большой мощности.
- РБН** – реактор на быстрых нейтронах.
- РБТ** – реактор бассейного типа.
- РИТМ** – реактор интегрального типа, модульный.
- РФ** – Российская Федерация.
- РФМ** – рулонный фильтрующий материал.
- РУ** – реакторная установка.
- СВБР** – реактор на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем.
- СВЧ-режим** – скоростной высокочастотный режим.
- СВЧ-обработка** – скоростная высокочастотная обработка.
- СМ** – высокопоточный корпусной водо-водяной реактор, названный *самым мощным* из-за высокой плотности потока тепловых нейтронов.
- СНГ** – Содружество Независимых Государств.
- СУЗ** – система управления и защиты.
- США** – Соединённые Штаты Америки.
- Т.а.** – тяжёлый атом.
- ТВС** – тепловыделяющая сборка.
- ТВСА** – тепловыделяющая сборка, альтернативная.
- ТВСА-У** – ТВСА с удлинённой активной частью.
- Твэг** – твэл с гадолинием.
- Твэл** – тепловыделяющий элемент.
- ТУ** – технические условия.
- ТЦ** – топливный цикл.
- ТЭП** – термоэлектрический преобразователь.
- УДК** – Универсальная десятичная классификация книг, широко применяемая во всём мире, и её индекс – обязательный элемент выходных сведений издания.
- УПМ** – комплекс программ «Универсальная программа метеоролога».
- ФГАОУ ВПО** – федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования.

ФГАОУ ВПО «УрФУ» – федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина».

ФГБОУ ВПО – федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего профессионального образования.

ФГОУ ВПО – федеральное государственное образовательное учреждение высшего профессионального образования.

ФГОУ ВПО «МГУ» – федеральное государственное образовательное учреждение высшего профессионального образования «Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова».

ФГУП – федеральное государственное унитарное предприятие.

ФГУП «ВНИИМ» – федеральное государственное унитарное предприятие «Всероссийский научно-исследовательский институт метрологии имени Д.И. Менделеева».

ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ» – федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики».

ФПП – фильтр Петрянова (перхлорвинил).

ФРГ – Федеративная Республика Германия.

ФСК – фильтр-сорбер комбинированный.

ЭДТА – этилендиаминтетрауксусная кислота.

ЭТВС – экспериментальная тепловыделяющая сборка.

ЭУ – экспериментальное устройство.

ЯЭУ – ядерная энергетическая установка.

BWR (*Boiling Water Reactor*) – кипящий водяной реактор.

Delphi – императивный, структурированный, объектно-ориентированный язык программирования.

IMCOR_SM – имитатор активной зоны реактора СМ; программный комплекс, разработанный в ОАО «ГНЦ НИИАР» и необходимый для расчётного сопровождения эксплуатации реактора СМ (например, для расчёта нейтронно-физических характеристик).

INES – международная шкала ядерных событий.

ISBN (*International Standard Book Number*) – международный стандартный книжный номер.

ITD – компания «Isotope Technologies Dresden GmbH».

MCNP (*Monte Carlo N-Particle Transport Code*) – семейство программ для моделирования процесса переноса ионизирующего излучения (нейтронов, фотонов, электронов и др.) в материальных системах с использованием методов Монте-Карло.

MCU (*Monte Carlo Universal*) – проект по разработке и практическому использованию универсальной компьютерной программы для численного моделирования процессов переноса различного вида излучений (нейтронов, гамма-квантов, электронов) в трёхмерных системах методом Монте-Карло.

ModBus RTU (*MODicon BUS Remote Terminal Unit*) – двоичный протокол фирмы «Modicon» для объединения в шину до 247 устройств по асинхронной линии связи; широко применяется в промышленности для организации связи между электронными устройствами.

MySQL – свободная реляционная система управления базами данных.

PWR (*Pressurized Water Reactor*) – реактор с водой под давлением.

RS-485 (*EIA RS-485: Electronics Industries Association Recommended Standard 485*) – стандарт физической линии связи для устройств с последовательным (асинхронным) интерфейсом.

USB (*Universal Serial Bus*) – последовательный интерфейс, используемый в вычислительной технике.

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ

С.В. Павлов	3
-------------------	---

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

А.Л. Ижутов	7
-------------------	---

Газоаналитическое обеспечение исследований на петлевой установке с газовым теплоносителем ПГ-1 реактора МИР.

А.Л. Ижутов, С.В. Романовский, В.А. Свистунов, О.С. Бендерская, О.Н. Владимирова, В.И. Васильев	15
--	----

Испытания полномасштабных твэлов ВВЭР-1000 в реакторе МИР в режиме скачка мощности.

В.А. Овчинников, А.Г. Ещеркин, С.В. Лобин, В.А. Бобин, Е.Е. Шахмуть	18
---	----

Обоснование компоновки тепловыделяющей сборки для испытаний твэлов космической ядерной энергетической установки мегаваттного класса.

А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, С.А. Ильенко, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов	21
--	----

Эксперимент «Стационарный кризис» в канале реактора МИР. Посттестовый анализ результатов.

А.В. Алексеев, О.И. Дреганов, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов	22
---	----

Апробация методики промежуточных исследований экспериментальных твэлов в бассейне выдержки реактора МИР.

А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижутов, П.А. Ильин, С.В. Михайлов	23
--	----

Испытания в реакторе СМ экспериментальных тепловыделяющихборок с твэлами с малым вредным поглощением нейтронов.

А.В. Клинов, Н.К. Калинина, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов, А.Л. Петелин, В.А. Старков, В.Е. Федосеев	27
--	----

Исследование характеристик активной зоны реактора СМ с дисперсионным топливом и матрицей на основе алюминиевого сплава.

Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов, В.А. Старков	29
--	----

Расчётно-экспериментальное обоснование возможности обеспечения температурных условий при облучении конструкционных материалов в реакторе БОР-60.

А.В. Варивцев, С.Г. Ерёмин, И.Ю. Жемков, А.Н. Козолуп, А.И. Плотников, Н.С. Погляд	30
---	----

Расчётные исследования условий облучения в реакторе БОР-60 сборки из аустенитной стали до значений повреждающей дозы 150 сна. Ю.В. Набойщиков, И.Ю. Жемков, А.Н. Козолуп	31
Анализ возможности продолжения облучения материалов, начатого в реакторе БОР-60, в реакторе МБИР. И.Ю. Жемков, А.Л. Ижутов, А.Е. Новосёлов, Н.С. Погляд, М.Н. Святкин	32
Нейтронно-дозиметрическое обеспечение на реакторах ОАО «ГНЦ НИИАР». Д.К. Рязанов, Г.А. Шиманский, Е.Е. Лебедева, Л.А. Вольская	33
Ядерная трансмутация в стали марки X18H10T. А.Р. Белозёрова, И.Ю. Жемков, Г.А. Шиманский, С.В.Белозёров	35
Комплекс информационных систем по экспериментальной базе реакторного материаловедения. Е.Е. Лебедева, Л.А. Вольская, Л.П. Куненкова, И.А. Подкопаева	37

ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.А. Звир	41
Исследования тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 нового поколения. Е.А. Звир, В.С. Поленок, В.А. Жителев, Г.В. Шевляков, А.В. Строжук, О.Г. Сидоренко, Г.П. Кобылянский, И.Н. Волкова, Г.И. Маёршина	44
Результаты исследований гафниевых пластин стыковочного узла тепловыделяющей сборки аварийной регулирующей кассеты после эксплуатации в реакторе ВВЭР-440 Кольской АЭС. А.В. Захаров, Е.М. Муралёва, Л.С. Шипигина, Г.В. Шевляков	52
Основные результаты исследований уран-плутониевого нитридного топлива после облучения в реакторе БОР-60. А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, С.В. Кузьмин, Е.Б. Мальцева	55
Закономерности радиационного роста сплавов Э-110 и Э-635. Г.П. Кобылянский	62
Механические свойства и коррозионное поведение сплавов Э-110 и Э-635 при воздействии высокодозного облучения. Г.П. Кобылянский	68
Изменение геометрических размеров элементов экранных сборок из стали марки X18H10T, длительное время эксплуатировавшихся в реакторе БОР-60. В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, И.Ю. Жемков, Е.И. Макаров, А.А. Тейковцев	80

МОКС-ТОПЛИВО ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В.А. Кислый 87

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

М.В. Кормилицын 93

Основные проектные решения
полифункционального радиохимического комплекса.

М.В. Кормилицын, С.С. Погляд, С.А. Ефаров, Л.А. Кормилицына 96

Термодинамические свойства насыщенных лантаном
металлических расплавов галлия – индия.

А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын (ОАО «ГНЦ НИИАР»),
А.В. Щетинский, А.С. Дедюхин, В.А. Волкович,
Л.Ф. Ямщиков, А.О. Майшева, С.П. Распопин (ФГАОУ ВПО «УрФУ») 99

Избыточные термодинамические характеристики празеодима
в расплаве галлия – индия.

А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын (ОАО «ГНЦ НИИАР»),
С.Ю. Мельчаков, Л.Ф. Ямщиков, В.А. Иванов,
В.А. Волкович, В.А. Наговицын (ФГАОУ ВПО «УрФУ») 101

Исследование методических факторов кулонометрического определения
суммы урана и плутония.

В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, В.М. Чистяков 105

Кинетика восстановления пятивалентного нептуния
сульфаминатом железа (II) в растворах азотной кислоты.

А.А. Баранов, Е.А. Ерин, Л.В. Нагайцева, В.М. Чистяков 107

Изучение растворимости некоторых фторидов актинидов
и лантанидов в солевой системе LiF–NaF–KF (FLiNaK).

А.А. Лизин, С.В. Томилин, О.Е. Гневашов,
Р.К. Газизов, А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын,
А.А. Баранов, Л.В. Захарова, Н.Ю. Незговоров 109

ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

Р.А. Кузнецов 111

Мишени для синтеза 117-го элемента. М.А. Рябинин, Е.А. Ерин, Р.А. Кузнецов, Н.Н. Андрейчук, А.Ю. Баранов, И.Г. Зеленковский, С.А. Иванов, Д.А. Ильин, А.Н. Пахомов, Н.В. Тетюкова, И.В. Целищев	113
Закрытый источник альфа-частиц на основе кюрия-244 для космических исследований. М.А. Рябинин, Н.Н. Андрейчук, Н.А. Костюченко, Г.В. Мирошниченко	116
Разработка технологии и создание опытного производства альфа-излучающих радионуклидов. Исследование радиоев-свинцовой стартовой композиции для облучения радия-226. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, С.В. Томилин, Р.А. Кузнецов (ОАО «ГНЦ НИИАР»), И.Э. Власова (ФГОУ ВПО «МГУ»).....	120
Исследование взаимодействия соединений радия с конструкционными материалами. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, С.В. Томилин, Е.В. Казакова	124
Создание справочно-информационной системы по характеристикам радиохимических соединений. В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов	127
Съёмный защитный экран на основе обогащённого бора для бортового телескопа нейтронов. Л.Л. Казаков, А.С. Михеев.....	129
Определение доли фотонного излучения при измерении мощности экспозиционной дозы источников нейтронов на основе калифорния-252. Н.Ф. Демченко, Р.Н. Минвалиев, В.И. Шипилов (ОАО «ГНЦ НИИАР»), И.А. Харитонов (ФГУП «ВНИИМ»)	130

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.В. Серебряков	135
Определение дефицита безопасности хранилища твёрдых высокоактивных отходов. В.В. Авдонин, В.В. Давыдов, В.Д. Кизин, В.В. Коняшов	137
Анализ радиационного риска для исследовательских ядерных установок. В.Д. Кизин, В.В. Коняшов, П.А. Михайлов, В.В. Авдонин	139

Разработка устройства сбора информации с устройств детектирования систем радиационного контроля, использующих новые интерфейсные протоколы связи. С.А. Муралёв.....	141
Система контроля и автоматического регулирования температуры в процессе выделения тритированной воды из сорбента. А.А. Рыбин, С.А. Муралёв, Л.Н. Рождественская	142
Испытания фильтров, предназначенных для очистки воздуха радиационно-защитных камер от летучих радиоактивных продуктов. А.А. Рыбин, Л.Н. Рождественская, В.В. Серебряков, Е.В. Амелина	143
Обоснование возможности закачки накопленных жидких радиоактивных отходов с повышенным содержанием твёрдой фазы в подземное хранилище опытно-промышленного полигона. Ю.А. Дёмина, С.В. Дураков, Е.В. Крайнов, В.В. Кухарский, А.М. Улюшкин, В.И. Куприенко	146

РАБОТЫ ИНСТИТУТА ПО МЕЖДУНАРОДНЫМ ПРОГРАММАМ

Н.В. Кузнецова.....	151
---------------------	-----

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина.....	161
---------------------	-----

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ.....	168
------------------------	-----

Научное издание

**Отчёт об основных исследовательских работах,
выполненных в 2012 г.**

Редакторы: Т.А. Максимова, Н.В. Чертухина
Дизайн издания В.М. Недашковского
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 09.11.2013. Формат 60×84/8.
Уч.-изд. л. ~12,27. Усл. печ. л. 20,46.
Тираж 100 экз. Заказ № 1706.

Оригинал-макет подготовлен в ОАО «ГНЦ НИИАР»
433510, г. Димитровград-10 Ульяновской области

Отпечатано в ООО «ТИПОГРАФИЯ "МИР ПЕЧАТИ"»
433512, г. Димитровград Ульяновской области, ул. Ленина, 35

