



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

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

ОТЧЁТ

ОБ ОСНОВНЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РАБОТАХ,
ВЫПОЛНЕННЫХ В 2011 г.

Димитровград
2012

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

Редколлегия выпуска: В.М. Троянов (председатель), С.К. Вавилов, А.Л. Ижутов, В.А. Кислый, А.В. Клинов, М.В. Кормилицын, Н.В. Чертухина (секретарь), Р.А. Кузнецов, Н.В. Кузнецова, С.В. Павлов, В.Д. Рисованный (зам. председателя), В.В. Серебряков

© Открытое акционерное общество
«Государственный научный центр –
Научно-исследовательский институт
атомных реакторов»
(ОАО «ГНЦ НИИАР»), 2012

ISBN 978-5-94831-124-1



УВАЖАЕМЫЕ КОЛЛЕГИ!

2011 год стал переломным для нашего предприятия. Ключевые события прошедшего года подтвердили становление ОАО «ГНЦ НИИАР» как ведущего научного центра Госкорпорации «Росатом» и отрасли в целом.

В рамках проекта по обеспечению ядерной и радиационной безопасности в ОАО «ГНЦ НИИАР» начали вывоз на переработку отработавшего ядерного топлива из Димитровграда на химкомбинат ФГУП «Производственное объединение „Маяк“», реконструкцию системы ливневой канализации, позволяющей гарантировать отсутствие промышленных стоков за пределы нашего объекта, а также полигонов твёрдых и жидких радиоактивных отходов, где сооружён ряд дополнительных глубинных наблюдательных скважин для постоянного мониторинга ситуации.

В рамках реализации федеральной целевой программы «Ядерные энерго-технологии нового поколения на период 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.» на территории НИИАРа предстоит сооружение нового многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах (МБИР), ввести в строй который планируется в 2020 году. Это позволит заменить ныне действующий реактор БОР-60, где в настоящее время выполняется огромное количество заказов, поступающих от государства

и зарубежных партнёров. С реактором МБИР связаны и планы по созданию Международного центра коллективного пользования. Договорённость с представителями ведущих ядерных держав об участии в этом крупномасштабном проекте закреплена меморандумом в октябре 2011 года. Прошли общественные слушания по оценке воздействия на окружающую среду размещения нового реактора, продолжается работа по проектированию реакторной установки и энергоблока, в которой задействованы ведущие организации отрасли, такие как ФГУП «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», ОАО «Восточно-европейский головной научно-исследовательский и проектный институт энергетических технологий», ОАО «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея» и целый ряд других.

В 2011 году проведён комплекс научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ для обоснования проектных решений создаваемого в НИИАРе полифункционального радиохимического комплекса.

Создание производства изотопа молибдена-99 – одна из важнейших составляющих проекта по обеспечению радиофармацевтической продукцией онкологических центров России, курируемого Комиссией по модернизации и технологическому развитию экономики России. Понимая чрезвычайную важность возложенной задачи, практически за год, НИИАР ввёл в строй первую очередь линии, положив начало созданию промышленного производства этого изотопа. Работы по этому проекту ещё продолжаются: в 2012 году мы должны пустить вторую очередь производства, что позволит существенно увеличить объём поставок как российским, так и зарубежным заказчикам.

За прошедший год на базе Ульяновского регионального центра коллективного пользования, созданного в 2010 году по инициативе нашего института и при участии Ульяновского государственного университета и поддержке правительства Ульяновской области, проведено более 30 исследований для предприятий области и региона.

Мы продолжили работу с вузами по организации преддипломной практики и подготовке курсовых работ в научных подразделениях института. Из 200 студентов-практикантов 58 выпускников вернулись к нам молодыми специалистами. Высокий уровень работ нашей молодёжи подтверждают призовые места на отраслевых конкурсах. В 2011 году было подготовлено 118 научных публикаций, монографий и учебных пособий. Среди авторов этих работ немало молодёжи.

С целью подготовки кадров высшей квалификации НИИАР взаимодействует с аспирантурами и докторантурами ведущих вузов страны, в которых сейчас обучаются 27 сотрудников института. В прошлом году девять человек защитили диссертации.

Перед коллективом института поставлены интересные научные задачи по разработке новых технических и технологических решений, которые требуют колоссального напряжения сил всех работников и открывают перспективы дальнейшего развития. Уверен, что институт внесёт достойную лепту в решение отраслевых задач.

*В.М. Троянов,
директор ОАО «ГНЦ НИИАР»*



ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

1

ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2011

**ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ**

Важным событием 2011 года в жизни мирового сообщества специалистов, работающих на исследовательских ядерных реакторах, стала Международная конференция «Исследовательские реакторы: безопасное управление и эффективное использование», прошедшая 14–18 ноября в Марокко. Потребность в проведении такой конференции, созванной по инициативе и при организующей роли МАГАТЭ, вызвана появлением новых проблемных вопросов, существенным прогрессом в выполнении действующих и разработкой дальнейших планов, необходимостью в обмене информацией и кооперации. От нашего института на конференции были представлены следующие доклады: «Использование многофункционального комплекса исследовательских реакторов ОАО „ГНЦ НИИАР“» и «Анализ эксплуатации исследовательских ядерных установок России за 2001–2010 гг.».

Представители Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» ознакомили участников конференции с планами интенсификации работ, связанных с исследовательскими реакторами в нашей стране, информировали об итогах модернизации реактора ИБР-2, реализации программы пуска реактора ПИК, разработках реакторов малой и средней мощности, а также высокопоточного реактора МБИР.

Сообщалось также о вводе в эксплуатацию в Китае исследовательского реактора на тепловых нейтронах CARR мощностью 60 МВт и с плотностью потока нейтронов $10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$, исследовательского реактора на быстрых нейтронах CEFR мощностью 65 МВт, а также о разработках новых реакторов в ряде других стран. Важное место на конференции было уделено вопросу: «Что, учитывая опыт Фукусимы, необходимо предусмотреть на исследовательских реакторах?».

Близкая по тематике Международная научная конференция «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях» прошла 5–9 декабря 2011 года и в России. Она проводилась в городе Димитровграде на базе нашего института в соответствии с планом научных мероприятий Госкорпорации «Росатом» на 2011 год и была приурочена к пятидесятилетию ввода в эксплуатацию в ОАО «ГНЦ НИИАР» высокопоточного исследовательского реактора СМ. На этой конференции в равной степени были представлены научные работы фундаментального и прикладного характера, в которых нейтрон используется как инструмент исследований. Данная конференция явилась одним из наиболее важных и доступных для российских специалистов международных форумов в области исследовательских реакторов. Совокупный опыт исследований, накопленный за последние годы, обобщён в решении конференции, которое содержит ряд рекомендаций для организаций-участников и федеральных и отраслевых органов управления.

В 2011 году исследовательские реакторы института использовались для проведения экспериментальных работ по следующим основным направлениям:

- ◆ физика и техника исследовательских реакторов;
- ◆ реакторное материаловедение;
- ◆ топливный цикл ядерных энергетических установок и исследовательских реакторов;
- ◆ технология получения радионуклидных препаратов в реакторах и радиационная модификация материалов.

Выполнен анализ воздействия на исследовательские реакторы аномальных внешних событий, приводящих к отказу систем и оборудования (стресс-тесты). Показано, что условия размещения исследовательских реакторов, конструктивные решения, заложенные в их проекты, и условия эксплуатации позволяют говорить о достаточной защищённости реакторов от воздействия негативных факторов техногенного и природного характера.

Реактор СМ. В экспериментальных каналах отражателя для обоснования технологии разработки высокотемпературного компактного газоохлаждаемого реактора, высокоплотного топлива для него и жаропрочных материалов начаты реакторные испытания макетных тепловыделяющих элементов (ТВЭлов) с карбонитридным топливом и тугоплавких оболочечных материалов в рамках проекта «Создание транспортно-энергетического модуля на основе ядерной энергодвигательной установки мегаваттного класса». Смонтирована и опробована система газохроматографического контроля качества гелиевого теплоносителя при испытаниях образцов топлива и конструкционных материалов реактора ГТ-МГР. Проведены первоочередные испытания образцов матричного и блочного графита, имитаторов микротвэлов и топливных компактов при температуре 850–1250 °С для обоснования проектных разработок по реактору ГТ-МГР. Завершены ресурсные испытания ТВЭлов типа СМ с вытеснителем в сердечнике (топливо – диоксид урана, матрица – силумин) и без вытеснителя (топливо – интерметаллид урана UAl_x , матрица – силумин) с малым вредным поглощением нейтронов. Испытали также комплект образцов из бериллия для изучения закономерностей изменения их свойств под действием ядерного излучения в рамках программы создания новых образцов техники.

Разработана и опробована методика, обеспечивающая возможность проводить в экспериментальных каналах топливных сборок реактора высокодозные инструментальные испытания на ползучесть и коррозионную стойкость конструкционных материалов для ядерных энергетических установок нового поколения. Создана методика и получены первые результаты внутриреакторных исследований ползучести топлива на основе диоксида урана с регламентированной микроструктурой в температурном диапазоне от 700 до 800 °С.

Продолжилась отработка технологии получения радионуклидов иода-125 и лютеция-177 для нужд медицины. Основная часть высокопоточных экспериментальных каналов в нейтронной ловушке, каналов в ТВС и ближайших к активной зоне каналов отражателя использовалась, как и в предыдущие годы, для получения радионуклидов трансурановых элементов ^{242}Pu , ^{243}Am , ^{244}Cm , $^{244-248}Cm$, $^{249-252}Cf$, а также препаратов на основе элементов с высокой удельной активностью, включая ^{33}P , $^{55,59}Fe$, ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{89}Sr , $^{113,119m}Sn$, ^{153}Gd , ^{188}W , ^{192}Ir и другие.

Лицензия на право эксплуатации реактора продлена до конца 2016 года. Нарушений условий действия лицензии не отмечалось. Плановые ремонтные работы, в том числе и отмывка теплообменников первого контура, капитальный ремонт оборудования второго контура, включая насосы и арматуру, выполнены в соответствии с утверждённым графиком. Состояние ядерной и радиационной безопасности оценивается как удовлетворительное.

Реактор РБТ-6. Отработана реакторная технология наработки молибдена-99, предполагающая использование мишеней с квадратным профилем сечения и сердечником из интерметаллида UAl_x производства ОАО «Новосибирский завод химконцентратов» (ОАО «НЗХК»). Работы проводились в рамках президентской программы по наработке молибдена-99. Расчётным путём и экспериментально доказано, что выбранная реакторная технология обеспечит выполнение требований программы как по количеству, так и по качеству производимого продукта. Требования по охране окружающей среды, ядерной безопасности и график поставок препарата также будут при этом выполняться. Осуществлена поставка опытной партии облучённых мишеней на химическую переработку.

Получена лицензия на право эксплуатации исследовательской ядерной установки РБТ-6 до 31.10.2016 г. Замечаний по соблюдению условий действия лицензии не было. Предписания Ростехнадзора выполнены полностью. Плановые ремонтные работы, в том числе отмывка теплообменника основного контура и отмывка теплообменника промконтура, проведены в соответствии с графиком.

Реактор МИР. Для обоснования работоспособности твэлов ВВЭР-1000 в наиболее неблагоприятной аварийной ситуации с кризисом теплоотдачи на оболочках твэлов, связанной с несанкционированным вводом в активную зону положительной реактивности (аварийная ситуация RIA), необходимо сначала, используя оборудование действующих водяных петлевых установок реактора, получить экспериментальные данные, требуемые для подтверждения возможности реализации режима «Кризис стационарный». В проведённом эксперименте такого типа кризис теплоотдачи был зафиксирован при температуре теплоносителя 300 °С и линейной плотности теплового потока 350 Вт/см.

В эксперименте под названием «Большая течь-3» соответствующую аварийную ситуацию на ВВЭР-1000 моделировали в канале водяной петлевой установки, испытывая тепловыделяющие сборки (ТВС) из девятнадцати укороченных твэлов, три из которых имели удельное выгорание топлива 60 МВт-сут/кгU, достигнутое в коммерческих реакторах. Скорость возрастания температуры составляла при этом 1,5–1,8 °С/с, а максимальная температура оболочек твэлов достигала 750–800 °С. В посттестовых исследованиях изучены степень консерватизма нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов параметров твэлов в таких режимах, деформация оболочек, объём и состав газа под оболочкой, механические свойства материала оболочки на участке максимальной деформации.

Введение в эксплуатацию системы дозирования газообразного водорода в теплоноситель первого контура водяной петлевой установки ПВ-2 явилось завершающим этапом создания условий для обеспечения возможности моделирования водно-химического режима PWR на реакторе МИР.

Далее приведён перечень основных экспериментов, выполненных в реакторе МИР в 2011 году с краткой характеристикой объектов и параметров испытаний.

Характеристики испытаний твэлов в реакторе МИР

Назначение испытаний	Длина твэла, мм	Число твэлов	Вид топлива	Материал оболочки твэла	Линейная плотность теплового потока, Вт/см	Выгорание топлива
Исследования поведения твэлов ВВЭР -1000 в условиях кризиса теплоотдачи для отработки методики при моделировании аварийной ситуации RIA	1000	3	Типа ВВЭР-1000	Э-635	350	0
Получение данных о работоспособности твэлов перспективных конструкций в составе облучательного устройства «Гирлянда»	250	40	Диоксид урана, интерметаллид	Э-110М, Э-635М	280–350	0,7 г/см ³
Получение экспериментальных данных о поведении ТВС с твэлами для АЭС малой мощности	1000	30 31	Дисперсионное	Э-110	220 170–245	0,4 г/см ³ 0,3 г/см ³
Получение экспериментальных данных о поведении твэлов перспективных конструкций в составе петлевой ТВС	1000	19	То же	То же	До 400	0,1 г/см ³
Испытания в петлевой установке с параметрами PWR экспериментальных твэлов ТВС с квадратной решёткой (ТВС-Квадрат)	Около 1000 Около 820 Около 950	9 2 1	Типа PWR	Э-110 оптимизированный, Э-110 штатный	450 со снижением до 200	≤ 16 МВт-сут/кгU
Получение экспериментальных данных о работоспособности твэлов типа ВВЭР с различными материалами оболочек на основе циркония	Около 1000	18	Типа ВВЭР-1000, в том числе с таблетками без центрального отверстия	Э-110 ТУ, Э-110 оптимизированный губчатый, Э-110М, Э-125, Э-635М	400 со снижением до 200	≤ 17 МВт-сут/кгU

Завершены монтажные работы по созданию системы аварийного расхолаживания водяных петлевых установок реактора. Проведена механическая и химическая очистка теплообменников первого контура, замена дефектных бериллиевых блоков активной зоны реактора.

Выполнены первоочередные 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».

Реактор РБТ-10/2. Проведено экспериментальное обоснование работоспособности опытных мишеней квадратного сечения производства ОАО «НЗХК» для наработки молибдена-99 при близких к штатным параметрах эксплуатации. Такие мишени характеризуются пониженным содержанием алюминия и отсутствием газового зазора между сердечником и оболочкой, что, с одной стороны, упрощает операции по химическому выделению целевого нуклида, а с другой, облегчает отвод тепла при облучении. При наработке коммерческих партий молибдена-99 реактор РБТ-10/2 предполагается использовать в комплексе с реактором РБТ-6 для обеспечения высокой интенсивности и непрерывности графика поставок. Послереакторные материаловедческие исследования показали, что мишени характеризуются достаточным запасом безопасности.

Проведена механическая и химическая очистка теплообменников основного контура. Получена лицензия на эксплуатацию реакторной установки РБТ-10/2 до 30.06.2016 г.

Реактор БОР-60. Работы по обеспечению работоспособности установки и обновлению её систем проводились в соответствии с программой продления ресурса в рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на 2010–2015 гг. и на перспективу до 2020 г.». Выполнено обоснование характеристик прочности конструкций трубопроводов первого и второго контуров охлаждения активной зоны реактора. Проведён контроль состояния металла сварных швов корпуса парогенератора, трубопровода натриевой спектрометрической петли и других компонентов реакторных систем. Продлён срок эксплуатации некоторого электросилового оборудования. В целом плановые ремонтные работы проведены в необходимом объёме и в заданные сроки. Выработка тепловой и электрической энергии соответствовала плановым показателям.

Расчётным путём оценены нейтронно-физические, теплогидравлические и прочностные характеристики автономной свинцово-висмутовой петли, разместить которую планируется в инструментальной ячейке активной зоны реактора. Показано, что режим работы петли обеспечивает выполнение технических требований по всем показателям, а прочностные характеристики соответствуют требованиям норм прочности.

Начато облучение в активной зоне реактора БОР-60 макетных твэлов свинцово-висмутового быстрого реактора (СВБР) в составе опытной ТВС, экспериментальных поглощающих элементов и конструкционных материалов для этого реактора.

Далее приведены данные, кратко характеризующие эксперименты, проводившиеся в реакторе в течение 2011 года.

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	ТВЭЛОВ в ТВС				Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов ($E \geq 0,1 \text{ МэВ}$), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$	
UO ₂	11	37	75	–	Виброуплотнённое	20,0	30	14,8	Оболочки ТВЭЛОВ из стали ЧС-68, чехлов – из стали ЭП-450
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	5	37	72	95	Смешанное виброуплотнённое	16,4	34	15,0	
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	1	19	72	70	18 ТВЭЛОВ – смешанное виброуплотнённое, 1 ТВЭЛ – смешанное таблеточное	2,1	45	1,7	Разборная; оболочки ТВЭЛОВ из стали ЧС-68, чехлов – из стали ЭП-450

Характеристики тепловыделяющих сборок, находящихся в реакторе БОР-60 на 31 декабря 2011 года

Состав топлива	Число		Обогащение по урану-235, %	Вид топлива	Максимальные параметры испытаний			Особенности ТВС
	ТВС	ТВЭЛОВ в ТВС			Выгорание топлива, %	Линейная плотность теплового потока, кВт/м	Флюенс нейтронов ($E \geq 0,1 \text{ МэВ}$), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$	
UO ₂	99	37	75	Виброуплотнённое	17,5	40	13,9	Оболочки ТВЭЛОВ из стали ЧС-68, чехлов – из стали ЭП-450
0,8UO ₂ + 0,2PuO ₂	8	37	75	Смешанное виброуплотнённое	9,1	30	7,7	
UO ₂	1	7	10	Таблеточное	2,0	45	4,1	Разборная; макеты ТВЭЛОВ реактора СВБР-100, трубы ТВЭЛОВ из стали ЭП-823

Характеристики материаловедческих сборок, облучающихся в реакторе БОР-60

Облучательное устройство	Число сборок	Температура образцов, °С	Достигнутый флюенс нейтронов ($E \geq 0,1 \text{ МэВ}$), $\times 10^{22} \text{ см}^{-2}$	Характеристика образцов
Проточное неинструментованное	11	320–450	До 11,0	Конструкционные материалы элементов реакторов разных типов, в том числе сплавы циркония
	7	320–550	До 11,0	
	1	450–500	2,5	Макеты пэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 на основе карбида бора и гафната диспрозия
Проточное инструментованное	1	520–550	0,8	Образцы труб ТВЭЛОВ реактора СВБР-100

Проведён анализ аварийных ситуаций при эксплуатации автономного канала со свинцовым теплоносителем, предназначенного для облучения макетных ТВЭЛОВ реактора БРЕСТ-ОД-300 в активной зоне реактора БОР-60. Показана возможность проведения испытаний без нарушения требований радиационной безопасности. Определены параметры облучательного устройства для испытания поглощающих элементов этого реактора. Начаты испытания пэлов.

Значительное место в программе экспериментальных работ занимали опытные облучения стартовых материалов для накопления гадолиния-153 и стронция-89. Для этих целей были заняты специальная термализованная ячейка бокового экрана и шесть ячеек активной зоны. В нескольких ячейках активной зоны проводились испытания корпусных (БОР-60, ВВЭР), поглощающих, в том числе и гидрида гафния, и оболочечных материалов, включая испытания на радиационно-термическую ползучесть образцов из сплавов циркония.

Реактор ВК-50. Проанализированы результаты многолетней практики экспериментальных и расчётных работ по выяснению и установлению характеристик механизма возникновения флуктуаций плотности нейтронного потока в эксплуатационных режимах. Установлено, что вероятность появления флуктуаций плотности нейтронного потока с амплитудой больше 20 % мала при значениях показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока $\geq 0,2 \text{ с}^{-1}$. Это значение рекомендовано использовать как обобщённый критерий границы устойчивости системы.

Показано также, что запас устойчивости резко снижается при достижении объёмной доли пара на выходе из канала центральной ячейки активной зоны 70 %. Это значение целесообразно принять в качестве порогового при решении практических задач управления.

Условия действия лицензии на эксплуатацию установки в 2011 году выполнены в полном объёме. Планово-предупредительные ремонтные работы, в том числе и текущий ремонт реактора с контролем состояния металла ряда элементов, текущий ремонт турбогенератора, капитальный ремонт силового электрооборудования, проведены в соответствии с графиком.

Проверка работоспособности систем, важных для безопасности реактора, включая и комплексную проверку системы управления и защиты, выполнена в соответствии с регламентом. Нарушений эксплуатационных пределов по радиационной безопасности не отмечалось.

Показатели работы реакторов в 2011 году

Параметр	СМ	РБТ-6	МИР	РБТ-10/2	БОР-60	ВК-50
Тепловая мощность, МВт:						
максимальная	90	6	37	8	53	200
номинальная	100	6	100	10	60	200
средняя по времени работы	86,9	5,1	24,6	6,8	46,2	179,4
Время работы на мощности, ч	6121	4571	5815	6098	5711	5898

*М.Н. Святкин, А.Л. Ижутов, А.В. Клинов,
В.А. Овчинников, С.В. Романовский, С.А. Сазонтов,
Ю.М. Крашенинников, В.И. Широков*

ПЕТЛЕВЫЕ ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ С МАЛЫМ ВРЕДНЫМ ПОГЛОЩЕНИЕМ НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ СМ

В рамках работ, связанных со вторым этапом модернизации активной зоны реактора СМ, в петлевой установке ВП-1 в 2011 году были проведены ресурсные испытания двух экспериментальных тепловыделяющих сборок (ЭТВС) с восемью твэлами типа СМ с малым вредным поглощением нейтронов в каждой. В качестве ядерного топлива в твэлах одной ЭТВС был использован диоксид урана, диспергированный в матрице из сплава на основе алюминия. В центре топливного сердечника по длине активной части твэлов был помещен алюминиевый вытеснитель квадратного поперечного сечения. В качестве ядерного топлива в твэлах другой ЭТВС был использован интерметаллид урана, разбавленный крупкой интерметаллида циркония и алюминия.

Характеристики ресурсных испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок

Параметр	ЭТВС	
	с диоксидным топливом	с интерметаллидным топливом
Место облучения (номер ячейки отражателя реактора СМ)	2	2
Дата начала облучения в реакторе	17.02.2011	20.07.2011
Дата окончания облучения в реакторе	15.04.2011	12.11.2011
Среднее выгорание топлива, %	40	58
Поверхностная плотность теплового потока, МВт/м ² :		
максимальная	8,1	7,4
средняя	6,9	6,5
Максимальная температура, °С:		
наружной поверхности оболочки твэла	217	230
топливного сердечника	337	395
Энерговыработка, МВт·сут	10,4	16,3
Время работы на мощности, эфф. сут	41,1	88
Средняя мощность, кВт	220	185,6

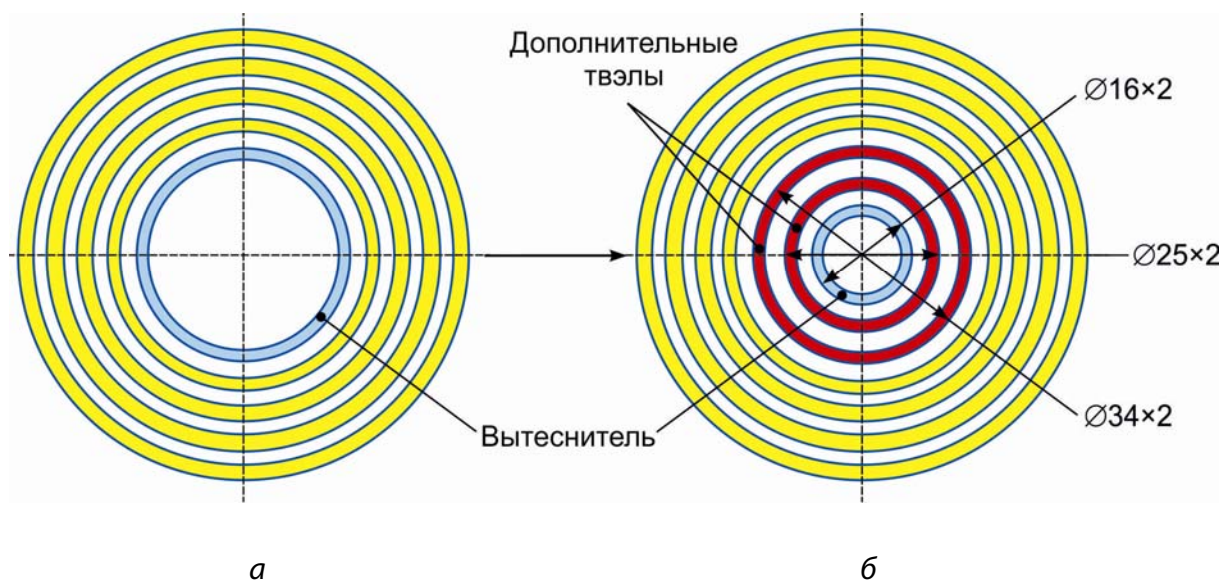
За период испытаний в петле реактора признаков разгерметизации оболочек твэлов обеих ЭТВС не отмечено. После окончания расхолаживания сборки будут направлены на материаловедческие исследования.

*В.В. Пименов, В.А. Старков, В.Е. Федосеев,
Н.К. Калинина, А.Л. Петелин, А.В. Клинов*

РАСЧЁТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПЕРЕВОДА РЕАКТОРА МИР НА ОКСИДНОЕ НИЗКОБОГАЩЁННОЕ ТОПЛИВО

В настоящее время в рамках международной программы RERTR, направленной на снижение обогащения топлива исследовательских и опытных реакторов, проводятся расчётные исследования для обоснования перевода реактора МИР на низкообогащённое урановое топливо. Первоначально был проведён сравнительный анализ характеристик активной зоны реактора МИР с оксидным высоко- и низкообогащённым урановым топливом*.

При переводе реактора на низкообогащённое топливо вместо штатной четырёхтвэльной ТВС предлагается использовать шеститвэльную ТВС с увеличенной с 0,55 мм до 0,94 мм толщиной топливного сердечника и плотностью композиции по урану 2,90 г/см³ вместо 1,01 г/см³. В ходе исследований было показано, что при переходе на новый тип топлива нейтронно-физические характеристики активной зоны и компенсирующая способность системы управления и защиты (СУЗ) изменяются незначительно.



Поперечное сечение четырёхтвэльной ТВС (а)
с высокообогащённым и шеститвэльной ТВС (б)
с низкообогащённым урановым топливом

* A.L. Izhutov, S.V. Mainskov, V.V. Pimenov, V.A. Starkov, M.N. Svyatkin. State of Work on Calculation Studies of the MIR Reactor Conversion. – International Conference RERTR-2011, Santiago, Chile, October 23–27, 2011. – Santiago, Chile. P. 137–146.

Основные нейтронно-физические свойства активных зон

Параметр	Активная зона	
	с высокообогащённым урановым топливом	с низкообогащённым урановым топливом
Среднее выгорание топлива, %	29,5	34,5
Масса урана-235, кг	12,6	15,4
Запас реактивности в неотравленном состоянии, %	13,0	12,8
В том числе на:		
выгорание и шлакование топлива	10,1	9,8
компенсацию стационарного отравления ксеноном-135	2,9	3,0
Темп потери реактивности на выгорание топлива, %/МВт·сут	$4,26 \cdot 10^{-3}$	$3,22 \cdot 10^{-3}$
Компенсирующая способность рабочих органов СУЗ, %	28,7	28,3

Теплогидравлические расчёты показали, что запас эксплуатационной надёжности реактора при переводе на низкообогащённое урановое топливо не снижается.

Основные теплофизические свойства активных зон

Параметр	Активная зона	
	с высокообогащённым урановым топливом	с низкообогащённым урановым топливом
Поверхностная плотность теплового потока, кВт/м ²	4054	3480
Максимальная температура, °С:		
топливного сердечника	155	153
поверхности оболочки твэла (в скобках – температура насыщения теплоносителя)	138 (181)	136 (183)
Скорость теплоносителя в межтвэльном зазоре, м/с	9,1	7,8
Коэффициент запаса, отн. ед.:		
до начала поверхностного кипения		
по формуле Берглиса-Розенау	1,52	1,57
по формуле Форстена-Грейфа	1,65	1,69
до кризиса теплообмена	4,2	4,8

В результате сравнительного анализа нейтронно-физических и термодинамических характеристик активных зон с высоко- и низкообогащенным урановым топливом сделан вывод о технической возможности конверсии реактора МИР. Перевод реактора на новый тип топлива ($UO_2 + Al$ с обогащением по урану-235 – 19,7 %) при сохранении эксплуатационных характеристик: мощности, продолжительности цикла, коэффициента использования мощности и других – будет сопровождаться следующими изменениями:

- ◆ незначительным уменьшением (до 5 %) плотности потока быстрых нейтронов на оболочках экспериментальных твэлов;
- ◆ увеличением загрузки урана-235 в активной зоне (на 22 %) при увеличении выгорания топлива;
- ◆ снижением годового потребления ТВС и урана-235 (на 33 и 12 % соответственно) при увеличении потребления урана в целом.

*С.В. Майнсков, В.А. Старков, А.Л. Ижutow,
В.В. Пименов, В.Е. Федосеев*

ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК САМОПОВЕРЯЕМОГО ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО РАСХОДОМЕРА НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Электромагнитные расходомеры, используемые для контроля расхода натрия в технологических контурах и специальных петлях БН-реакторов, из-за трудности первичной градуировки и невозможности периодической поверки [1], так как они ввариваются в трубопровод, эксплуатируются в основном как индикаторы расхода, погрешность измерений которых не нормирована.

Разработанный в ОАО «ГНЦ НИИАР» метод корреляционной калибровки электромагнитных расходомеров по месту эксплуатации, без демонтажа из контура, при всех своих достоинствах требует выполнения определенных условий [2], что не всегда представляется возможным.

Учитывая это, перспективным направлением в расходомерии электропроводящих жидкостей можно считать (применительно к реакторным измерениям) использование вихревых электромагнитных расходомеров [3]. К числу их основных достоинств следует отнести неизменность градуировочной характеристики во времени и её независимость от неконтролируемых изменений магнитной индукции в преобразователе.

Авторами разработан самоверяемый электромагнитный расходомер, включающий в себя вихревой и электромагнитный расходомеры с общей магнитной системой. Устройство является полномасштабной моделью внутриреакторного самоверяемого электромагнитного расходомера для натриевого канала экспериментальной облучательной петли реактора БОР-60 (внутренний диаметр канала – 17 мм, диапазон

измерений расхода теплоносителя – 0,4–4,0 м³/ч при температуре натрия от 180 до 350 °С).

Специально разработанный двухканальный усилитель-преобразователь выходных сигналов вихревого и электромагнитного расходомеров обеспечивает качественное усиление полезных сигналов и надёжное подавление помех, в первую очередь, промышленной частоты (50 Гц). В качестве вторичных приборов вихревого и электромагнитного расходомеров, входящих в устройство самоверяемого электромагнитного расходомера, использовались цифровой осциллограф Tektronix TDS1002B и мультиметр МУ-65 соответственно.

Стендовая градуировка вихревого расходомера проведена на водяной поверочной установке в диапазоне расхода от 0,4 до 5,0 м³/ч при температуре воды 20 °С. Результаты измерений подтвердили прямую пропорциональную зависимость частоты выходного сигнала вихревого расходомера от величины расхода жидкости. Важно отметить, что измеренное на стенде значение коэффициента преобразования вихревого расходомера может быть использовано для натриевого теплоносителя с соответствующей поправкой на тепловое расширение проточного канала самоверяемого электромагнитного расходомера.

После стендовой проливки водой самоверяемый электромагнитный расходомер был установлен для испытаний в петлю натриевого пробоотборника второго контура реакторной установки БОР-60. Измерения проводились в диапазоне расхода теплоносителя от 0,4 до 4,0 м³/ч при температуре натрия 250 °С и числе Рейнольдса – (18–190)10³. Диапазон частоты выходного сигнала вихревого расходомера составил 24–254 Гц, сигнал электромагнитного расходомера изменялся в пределах от 0,3 до 3,4 мВ.

С использованием показаний вихревого расходомера проведена градуировка магнитного расходомера, входящего в устройство самоверяемого электромагнитного расходомера. Показано, что магнитный расходомер имеет линейную градуировочную характеристику, причем относительная погрешность магнитного расходомера в рабочем диапазоне расхода натрия составила не более 1 %.

Таким образом, в результате испытаний продемонстрирована работоспособность вихревого расходомера в промышленных условиях и возможность первичной градуировки и периодической поверки электромагнитного расходомера вихревым методом по месту эксплуатации самоверяемого электромагнитного расходомера. Разработанное устройство включено в проект экспериментальной петли для испытаний новых образцов твэлов, а также в проект специальной насадки для измерения расхода натрия через ТВС и экспериментальные сборки реактора БОР-60.

Список литературы

1. Логинов Н.И. Электромагнитные преобразователи расхода жидких металлов. – М.: Энергоиздат, 1981. – 104 с.
2. Кебадзе Б.В., Краснояров Н.В., Адамовский Л.А. и др. Корреляционные измерения расхода натрия с помощью магнитных датчиков // Атомная энергия, 1978. Т. 45, вып. 1. С. 30–35.
3. Адамовский Л.А. Вихревые электромагнитные расходомеры для жидкометаллических теплоносителей // Измерительная техника, 2007. № 1. С. 43–47.

*Л.А. Адамовский, Ю.М. Крашенинников,
А.Б. Муралёв, Д.А. Матросов, Ю.Е. Штында*

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЁТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ГРАНИЦЫ УСТОЙЧИВОСТИ РЕАКТОРА ВК-50

В 1987 году в рамках мероприятий по повышению безопасности реактора ВК-50, разработанных после Чернобыльской аварии, рабочее давление реактора было понижено с 7 до 4 МПа, а тепловая мощность ограничена 170 МВт. В 1992 году после завершения комплекса работ по повышению безопасности реактора рабочее давление было поднято до 5 МПа, а мощность – до 200 МВт.

Многолетний опыт эксплуатации активной зоны при таких рабочих параметрах (по сравнению с ситуацией, когда рабочее давление реактора составляет 7 МПа) показал, что она характеризуется пониженной устойчивостью. Кроме того, усложнилось оперативное управление реактором и возросло число срабатываний аварийной защиты. Установка опытных ТВС с поглотителями в активную зону с целью повышения устойчивости реактора привела к обратному результату – снижению устойчивости реакторной установки, и в конечном итоге от модернизации ТВС пришлось отказаться.

Одной из ключевых причин сложившейся ситуации является то обстоятельство, что в России, и в ОАО «ГНЦ НИИАР» в частности, отсутствуют надёжные модели расчёта запаса устойчивости, позволяющие прогнозировать динамические характеристики реакторной установки типа ВК-50 на частоте основного резонанса – около 1 Гц.

Отметим, что одна из наиболее известных российских моделей расчёта устойчивости корпусного кипящего реактора (программа РУКРЕЦ), разработанная в Институте атомной энергии имени И.В. Курчатова (ныне Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»), в течение нескольких лет верифицировалась по опытным данным реактора ВК-50. В целом результаты проведённых исследований показали, что, чтобы использовать эту модель расчёта для реактора ВК-50, требуется её доработать и процесс этот будет длительным. Поэтому после 1985 года авторское сопровождение и попытки использовать эту модель для расчёта устойчивости реактора ВК-50 были прекращены.

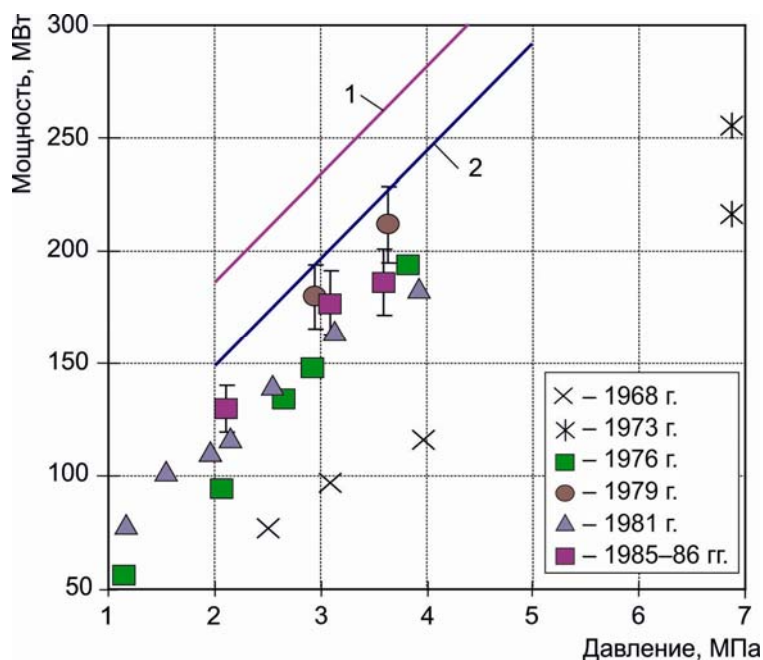
Дальнейшие исследования на реакторе ВК-50 позволили сделать вывод о том, что причина неудачи носила принципиальный характер и во многом связана с ограниченным характером представлений о запасе устойчивости реактора ВК-50, сформировавшихся в начальный период накопления опытных данных.

Основу традиционной методологии определения запаса устойчивости реактора ВК-50 составляли взаимосвязанные понятия границы устойчивости и показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока (γ).

Граница устойчивости определялась следующим образом. В период пуска реактора при фиксированном давлении путём извлечения из активной зоны рабочих органов регулирования реактивности происходило поэтапное (по 10 МВт) увеличение мощности реактора. На каждом этапе определялось значение показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока, которое с ростом мощности уменьшалось. При достижении значения показателя затухания

автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока $0,2-0,3 \text{ с}^{-1}$ эксперимент прекращался, а полученные данные обрабатывались методом линейной аппроксимации, а затем – методом экстраполяции до нулевого значения показателя затухания. Значение мощности, соответствующее $\gamma=0$, понималось как граница устойчивости реактора при данном давлении и, как предполагалось, не зависело от момента кампании реактора. Затем поэтапно увеличивали давление реактора, на каждом этапе испытаний его фиксировали и снова повторяли действия по определению устойчивости.

В течение всего времени работы реактора ВК-50 была проведена серия таких экспериментов. До 1985 года в экспериментах использовались ТВС с водно-топливным отношением (ВТО) 2,2. После 1985 года и до настоящего момента используются ТВС с водно-топливным отношением 3,0. Результаты экспериментов по определению границы устойчивости реактора с этими ТВС представлены на рисунке.

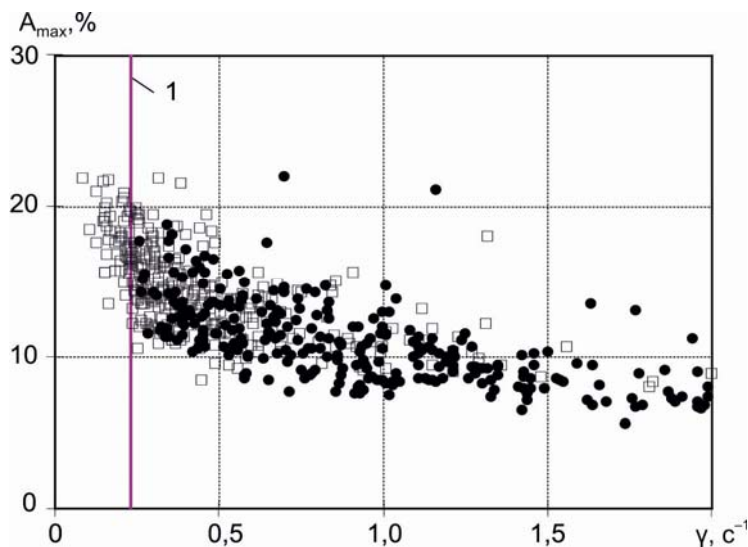


Граница устойчивости реактора ВК-50, полученная методом экстраполяции экспериментальных данных (x, *, ■, ●, ▲, ■) для ТВС с ВТО 3,0 (1) и ВТО 2,2 (2) в зависимости от мощности реактора и давления

Таким образом, в представленной выше модели расчёта показатель затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока использовался как некоторое промежуточное звено, а запас устойчивости реактора понимался как разница между фактическим показателем мощности и границей устойчивости, соответствующей критерию $\gamma = 0$, при заданном давлении реактора.

Основываясь на экспериментальных данных, приведённых далее на рисунке, можно утверждать, что существующая модель расчёта требует корректировки. Видно, что максимальная амплитуда флуктуаций плотности нейтронного потока (A_{\max}), от кото-

рого зависит мощность реактора, непосредственно связана с показателем затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока.



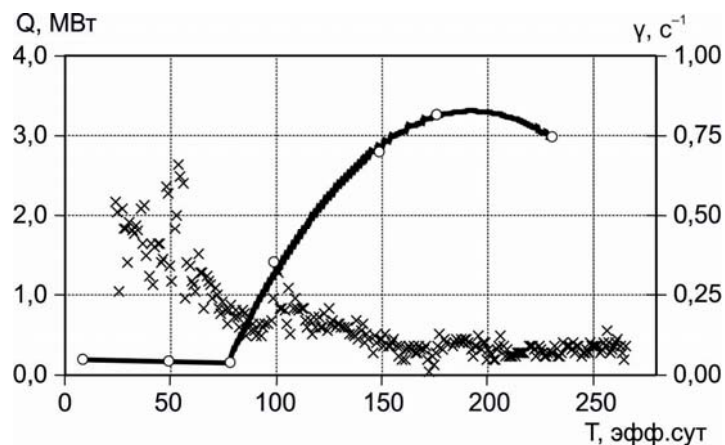
Зависимость изменений показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций нейтронного потока от максимальной амплитуды флуктуаций плотности нейтронного потока для пятирядной (\square) и шестирядной (\bullet) активной зоны реактора, где 1 – пороговое значение ($\gamma = 0,2 \text{ с}^{-1}$)

Так, уменьшение показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока сопровождается ростом амплитуды флуктуаций плотности нейтронного потока. При условии $\gamma \geq 0,2 \text{ с}^{-1}$ вероятность появления флуктуаций плотности с амплитудой более 20 % мала. Действительно, в 39-ю кампанию реактора (шестирядная активная зона) было зарегистрировано всего два таких случая из общего количества наблюдений (около 10000). В 38-ю кампанию реактора (пятирядная активная зона) также было зарегистрировано два подобных случая при условии $\gamma \geq 0,2 \text{ с}^{-1}$, а остальные шестнадцать случаев превышения амплитуды флуктуаций плотности нейтронного потока более чем на 20 % наблюдались при $\gamma < 0,2 \text{ с}^{-1}$.

Поскольку возникновение колебаний плотности нейтронного потока с амплитудой 20 % и более связано напрямую с безопасностью реакторной установки, можно утверждать, что при условии $\gamma \geq 0,2 \text{ с}^{-1}$ вероятность срабатывания аварийной защиты по причине неустойчивости реактора незначительна. Это значение показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока рекомендуется учитывать при определении границы устойчивости, соответствующей практическим задачам управления реактором.

Анализ экспериментальных данных ряда кампаний показал, что устойчивость реактора зависит от многих факторов. В неустойчивое положение реактор приводит сравнительно небольшое число парогенерирующих каналов (ТВС), расположенных в центральной части активной зоны, при достижении в которых некоторого порогового значения объёмной доли пара запас устойчивости реактора резко снижается. В качестве такой пороговой величины рекомендуется использовать значение объёмной доли пара на выходе из канала центральной ячейки активной зоны, соответствующее 70 %.

В подтверждение выдвинутых положений ниже на рисунке представлено изменение мощности ТВС в центральной ячейке активной зоны реактора (Q) и показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока (γ) в зависимости от времени работы реактора (T) в течение кампании. Для реактора ВК-50 1 эфф. сут соответствуют 4,8 ГВт·ч.



Зависимость показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока (x) и мощности ТВС в центральной ячейке активной зоны реактора (o) от времени работы реактора

На рисунке видно, что по мере роста мощности в центральной ячейке активной зоны реактора значение показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока уменьшается. При мощности ТВС в центральной ячейке активной зоны реактора около 3,0 МВт и рабочем давлении 5,5 МПа этот показатель достигает значения, при котором реактор начинает терять устойчивость. Объемная доля пара на выходе из центральной ячейки при этом равна 70 %. Объемная доля пара не имеет сильной зависимости от давления в реакторе, что и позволяет использовать этот параметр в качестве универсального критерия при определении границы устойчивости реактора ВК-50.

Таким образом, можно сделать следующие выводы:

1. В результате анализа экспериментальных данных выявлена зависимость значения максимальной амплитуды флуктуаций плотности нейтронного потока от значения показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока.
2. Показано, что амплитуда флуктуаций плотности нейтронного потока уменьшается с увеличением значения показателя затухания автокорреляционной функции флуктуаций плотности нейтронного потока. В частности, для рабочих режимов, отвечающих условию $\gamma \geq 0,2 \text{ с}^{-1}$, вероятность формирования флуктуаций плотности нейтронного потока с амплитудой, превышающей 20 %, мала. Это позволяет сформировать новое представление о границе устойчивости, соответствующее практическим задачам безопасной эксплуатации реактора.

- Используя доступные программы нейтронно-физического и теплогидравлического расчётов, можно рассчитать запас устойчивости реактора. При помощи расчётов было получено значение объёмной доли пара на выходе из центральных ячеек активной зоны 70 %, соответствующее $\gamma = 0,2 \text{ с}^{-1}$. Это значение объёмной доли пара можно рекомендовать для определения границы устойчивости реактора ВК-50.

И.И. Семидоцкий, С.В. Орешин, А.А. Связов

ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА И РАЗРАБОТКА КОМПОНОВОЧНЫХ И КОНСТРУКТИВНЫХ РЕШЕНИЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МБИР

Согласно техническому заданию на разработку проекта «Реакторная установка с многоцелевым быстрым исследовательским реактором (РУ МБИР)» максимальная плотность потока нейтронов в центральном петлевом канале реактора МБИР должна составлять не менее $5,0 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. С целью увеличения плотности потока нейтронов при дальнейших проработках конструкции активной зоны реактора было признано целесообразным рассмотреть возможность компоновки активной зоны тепловыделяющими сборками на основе твэла диаметром 6,0 мм и с 91 твэлом в каждой ТВС.

Изменение размеров твэла и ТВС требует пересмотра определённых ранее параметров ТВС, рабочих органов системы управления и защиты, сборок бокового экрана и активной зоны реактора в целом.

Для рассматриваемой конструкции ТВС были проведены расчётные исследования, в результате которых получено распределение температуры по ТВС. При отсутствии в ТВС вытеснителей теплоносителя неравномерность температуры (разница между самой высокой и самой низкой температурой) по поперечному сечению составляет 40 °С, при наличии вытеснителей натрия – неравномерность температуры существенно снижается: для вытеснителей диаметром 1,6 мм она составляет 4 °С, а диаметром 1,2 мм – 12 °С. Изменение шага навивки проволоки на твэлах в диапазоне от 80 до 120 мм практически не влияет на распределение температуры. Максимальная температура оболочек твэлов при работе реактора в номинальном режиме не превысит допустимое значение 660 °С (без учёта факторов перегрева).

Выполненные расчётные исследования показали, что использование ТВС с твэлами диаметром 6,0 мм по сравнению с применением сборки с твэлами диаметром 6,9 мм даёт возможность достигнуть более высоких значений плотности потока нейтронов и скорости набора повреждающей дозы в стали (приблизительно на 25 %). В компоновке активной зоны с 98 ТВС максимальная плотность потока нейтронов составит $5,4 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, а в компоновке с 108 ТВС с увеличенным средним выгоранием топлива – $5,1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Максимальную плотность потока нейтронов можно повысить до $6,0 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, если организовать зону малого обогащения в центральной части активной зоны путём замены центрального петлевого канала (7 ячеек) и двенадцати

окружающих ТВС на центральный экспериментальный канал (1 ячейка) и восемнадцать ТВС с меньшим обогащением топлива.

Проведённые расчётные исследования выявили, что эффективность рабочих органов системы управления и защиты недостаточна для обеспечения заявленной длительности кампании – 120 эфф. сут.

Для штатной семиэлементной конструкции рабочих органов системы управления и защиты увеличение их эффективности возможно за счёт повышения обогащения бора по изотопу ^{10}B и плотности карбида бора. Но этого всё же недостаточно, для того чтобы обеспечить достижение требуемых для заявленной длительности кампании значений эффективности. Так как семиэлементная конструкция рабочих органов СУЗ имела много недостатков, была предложена одноэлементная конструкция.

Полученные результаты расчётных исследований показали:

- ◆ переход к одноэлементной кольцевой конструкции рабочих органов системы управления и защиты приводит к незначительному увеличению их эффективности при сохранении массы поглотителя;
- ◆ кольцевая конструкция пэлов позволяет увеличить загрузку поглотителя за счёт увеличения толщины кольца и/или использования объёма центральной полости для размещения поглощающего материала и получить требуемые значения эффективности рабочих органов СУЗ реактора МБИР.

Были рассмотрены также различные варианты исполнения бокового экрана реактора МБИР. Предложено использовать специальные сборки нейтронной защиты корпуса унифицированной конструкции, в которых заполняющие их элементы могут состоять из стали, карбида бора, гидридов циркония или гафния. Показано, что сборки бокового экрана с поглотителем (замедлителем) позволяют существенно (в разы) снизить плотность потока нейтронов в несменяемых элементах реактора и отработавших тепловыделяющих сборках (ОТВС) во внутриреакторном хранилище.

В боковом экране реактора с целью сокращения времени на перегрузку и повышения эффективности использования реактора МБИР будет размещаться внутриреакторное хранилище, где ОТВС будут выдерживаться в течение одной микрокампании. За это время остаточное тепловыделение в ОТВС должно снизиться до значений, не превышающих значение максимально допустимой температуры на оболочках твэлов при выгрузке ОТВС по воздуху из внутриреакторного хранилища спустя 3–5 сут после остановки реактора.

В результате проведённых расчётных исследований получены максимально допустимые значения остаточного тепловыделения в ОТВС при выгрузке из реактора. Основываясь на этих значениях, сформулированы требования к нейтронной защите внутриреакторного хранилища, предложены различные варианты обеспечения требуемых параметров нейтронной защиты с использованием поглощающих и замедляющих материалов.

*М.Н. Святкин, А.Л. Ижutow, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков,
А.В. Варивцев, А.Н. Козолуп, Н.С. Погляд, А.А. Тейковцев,
Н.И. Широкова, О.В. Ишунина, А.Р. Белозёрова,
Ю.М. Головченко, Е.В. Фокеева*

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ КОНСТРУКЦИИ АВТОНОМНОЙ ПЕТЛИ СО СВИНЦОВО-ВИСМУТОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ, ОБЛУЧАЕМОЙ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Объектом исследования являлась автономная петля со свинцово-висмутовым теплоносителем (АСВП), предназначенная для внутриреакторных испытаний макетов твэлов реактора СВБР-100 в инструментированной ячейке Д23 активной зоны реактора БОР-60.

Целью работы было определение нейтронно-физических, теплогидравлических и прочностных характеристик АСВП при её облучении в активной зоне реактора БОР-60.

Выполнены расчёты плотности потока нейтронов, скорости накопления повреждающей дозы и тепловыделения в элементах свинцово-висмутовой петли, определены интегральные характеристики: флюенс нейтронов, повреждающая доза в стали, выгорание топлива – на момент окончания испытаний. Показано, что при постановке АСВП в ячейку Д23 активной зоны реактора БОР-60 и работе реактора на номинальной тепловой мощности значение максимальной линейной плотности теплового потока на поверхности твэлов не превысит максимально допустимое (360 Вт/см).

В результате теплогидравлических расчётов получено пространственное распределение температуры по свинцово-висмутовому контуру АСВП. Показано, что температура свинцово-висмутового сплава в центробежном насосе при работе реактора в номинальном режиме не превысит максимально допустимое значение 380 ± 10 °С, а температура оболочек твэлов – максимально допустимое значение 615 °С.

Расчёты на прочность позволили определить наиболее напряжённые элементы АСВП и оценить их статическую и циклическую прочность. Результаты проведённых расчётов показали, что в проектных режимах выбранные конструктивные решения позволяют удовлетворить требования норм прочности для соответствующих материалов.

*И.Ю. Жемков, А.В. Варивцев, А.Н. Козолуп,
Н.С. Погляд, Л.П. Захарова, Д.Р. Хайретдинова*

ОБОСНОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ И ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНЫХ ЗОН ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Реактор БОР-60 является одним из наиболее востребованных исследовательских реакторов, используемых в России и мире для подтверждения свойств перспективных материалов и компонентов активных зон ядерных реакторов различного назначения.

За прошедший год в активной зоне этого реактора выполнен ряд работ по облучению различных материалов: топливных, поглощающих, конструкционных – и большой объём расчётных исследований режимов работы экспериментальных устройств, разрабатываемых для обоснования проектов ядерных реакторов нового поколения.

Выполнены расчётные исследования условий облучения в активной зоне реактора БОР-60 макетов твэлов реактора БН-1200 с МОКС-топливом в составе экспериментальной ТВС. Расчёты показали, что при постановке ЭТВС предложенной конструкции с заданным составом ядерного топлива (массовая доля плутония – 20 %, урана (обогащённого по изотопу ^{235}U до 40 %) – 80 %) в активную зону реактора БОР-60 превышает максимально допустимое значение линейной плотности теплового потока.

В результате выполненных расчётных исследований определён изотопный состав топлива (массовая доля плутония – 20 %, урана естественного или обеднённого по изотопу ^{235}U – 80 %) и выбрана ячейка реактора БОР-60, при постановке в которую условия облучения твэлов будут соответствовать требуемым (максимальная линейная плотность теплового потока не более 480 Вт/см).

Определён необходимый расход натрия через ЭТВС, при котором обеспечиваются требуемые температурные условия облучения твэлов: температура оболочки максимально теплонапряжённого твэла в период облучения не должна превышать 650 °С или 700 °С с учётом факторов перегрева.

Проведён анализ аварийных ситуаций при эксплуатации автономного канала со свинцовым теплоносителем (АКСТ-М), предназначенного для облучения в реакторе БОР-60 макетов твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300. Выполнен также анализ радиационной обстановки на реакторе БОР-60 при нормальном режиме облучения экспериментальных твэлов, постулированных аварийных ситуациях, а также выгрузке АКСТ-М из реактора и его нахождении в защищённой электропечи. Выполнены расчёты активности радионуклидов в топливе под оболочкой твэлов, свинцовом теплоносителе, газовой полости и внешних средах при аварийных ситуациях. Определены дозовые нагрузки на персонал и возможные выбросы радиоактивного газа через вентиляционную трубу вентиляционной системы института. Показано, что выполнение требований радиационной безопасности для персонала и населения при рассматриваемых аварийных ситуациях обеспечивается. Всё это создает предпосылки для проведения эксперимента с использованием АКСТ-М.

Проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты условий облучения в реакторе БОР-60 поглощающих элементов (пэлов) реактора БРЕСТ-ОД-300, содержащих карбид бора и гафнат диспрозия. Определены параметры облучательного устройства, выбрана ячейка реактора, наиболее подходящая для обеспечения требуемых условий облучения. Показано, что температура оболочек пэлов не выйдет за пределы требуемого диапазона (420–440 °С). Начато облучение пэлов в реакторе БОР-60.

Проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты условий облучения в реакторе БОР-60 элементов активной зоны и материалов реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВБР):

- ◆ макетов тепловыделяющих элементов;
- ◆ экспериментальных поглощающих элементов;

- ◆ труб твэлов из стали ЭП-823;
- ◆ образцов, изготовленных из стали АРМКО.

По результатам проведённых расчётных исследований определены параметры облучательного устройства и выбраны ячейки реактора, наиболее подходящие для обеспечения требуемых условий облучения. Также определены сроки облучения, при которых достигаются требуемые значения флюенса нейтронов и повреждающей дозы. Начато облучение образцов в реакторе.

*И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.В. Варивцев,
О.В. Ишунина, А.Н. Козолуп, Н.С. Погляд, В.И. Поляков,
Ю.Е. Штында, Г.Ю. Беседнов*

УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МЕТОДИКИ РАСЧЁТА РАДИАЦИОННОГО ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Сравнение результатов расчёта радиационного тепловыделения в компонентах активной зоны методом Монте-Карло с экспериментальными данными, полученными калориметрическим методом, показало существенное систематическое занижение расчётных значений. Для устройств, расположенных в активной зоне реактора БОР-60, расчётные значения радиационного тепловыделения в среднем оказывались ниже экспериментальных приблизительно на 35 %.

Было установлено, что при расчёте стационарного состояния реактора коды, основанные на применении метода Монте-Карло, не учитывают вклад запаздывающего гамма-излучения продуктов, образующихся в результате деления ядер урана, в тепловыделение образцов. Для корректировки расчётных данных была предложена методика, позволяющая учитывать вклад запаздывающих гамма-квантов, испускаемых продуктами деления ядер топливной композиции, в величину радиационного тепловыделения. Показано, что расчётные значения, полученные по усовершенствованной методике, отличаются от экспериментальных в среднем на 7 %, что вполне укладывается в суммарную погрешность расчёта и эксперимента – 9–12 %.

Проведены расчётные исследования поля запаздывающих гамма-квантов в активной зоне реактора БОР-60 для одной из современных микрокампаний. Показано, что предлагаемая методика удовлетворительно описывает это поле в активной зоне, но требует доработки при определении радиационного тепловыделения вне активной зоны – в боковом экране, торцевых зонах воспроизводства и защите реактора.

В настоящее время представленная методика активно используется для планирования и расчётного сопровождения реакторных испытаний, проводимых в реакторе БОР-60.

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков

ЭКСПЕРИМЕНТ «КРИЗИС СТАЦИОНАРНЫЙ» В КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР

В канале реактора МИР поведен эксперимент «Кризис стационарный», в котором в тепловыделяющей сборке из трёх укороченных твэлов типа ВВЭР-1000 реализованы условия возникновения и развития кризиса теплоотдачи I рода на оболочке твэла.

Основная задача эксперимента «Кризис стационарный» состояла в получении исходных данных для моделирования аварийной ситуации с кризисом теплоотдачи I рода на оболочке твэла, или аварийной ситуации RIA. 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 кризисе теплоотдачи является актуальной задачей. В настоящее время опыт и технология проведения подобных экспериментов отсутствуют и получение априорных параметров, которые будут использоваться в качестве исходных данных при подготовке эксперимента по моделированию аварийной ситуации RIA, является необходимым.

Проведение эксперимента «Кризис стационарный» предполагало решение нескольких задач. Основные из них:

- ◆ определение достаточности предусмотренного проектом экспериментального устройства объёма и номенклатуры средств контроля параметров эксперимента для фиксации момента возникновения локального кризиса теплоотдачи на оболочке твэлов (например, термоэлектрический преобразователь (ТЭП) внутри топливного сердечника);
- ◆ проверка алгоритма (технологии) проведения эксперимента;
- ◆ проверка расчётных стартовых параметров петлевого канала и ЭТВС с последующим уточнением;
- ◆ проверка расчётных критических значений плотности теплового потока и температуры оболочки при наступлении локального кризиса теплоотдачи;
- ◆ проверка правильности технических решений, заложенных в конструкцию экспериментального устройства.

По результатам эксперимента «Кризис стационарный» будут сформулированы рекомендации по формированию условий эксперимента при моделировании аварийной ситуации RIA.

Кроме решения задач чисто методического характера, планируется получить сведения о состоянии оболочки твэла после воздействия высокой температуры, характерной для кризиса теплоотдачи I рода, изменении критического значения плотности теплового потока и температуры твэлов при различном расходе теплоносителя через ЭТВС.

Работа по подготовке и проведению эксперимента включала в себя:

- ◆ проведение расчётного исследования параметров эксперимента (предтестовый расчёт);

- ◆ разработку конструкторской документации на экспериментальное устройство, размещаемое в канале реактора МИР;
- ◆ изготовление деталей, узлов, сборку и стендовую отладку экспериментального устройства;
- ◆ загрузку экспериментального устройства в канал реактора, проверку работоспособности измерительных систем;
- ◆ проведение реакторного эксперимента и первичный анализ результатов измерения параметров.

Отличительная особенность конструкции экспериментального устройства, представленного на рисунке, состоит в разделении общего потока теплоносителя на два параллельных, один из которых направляется на охлаждение ЭТВС.

В состав экспериментальной ТВС входят укороченные твэлы ВВЭР-1000 со свежим топливом. Длина топливного сердечника – 1000 мм. Дистанционирующая решётка – треугольная, шаг дистанционирующей решётки – 12,75 мм.

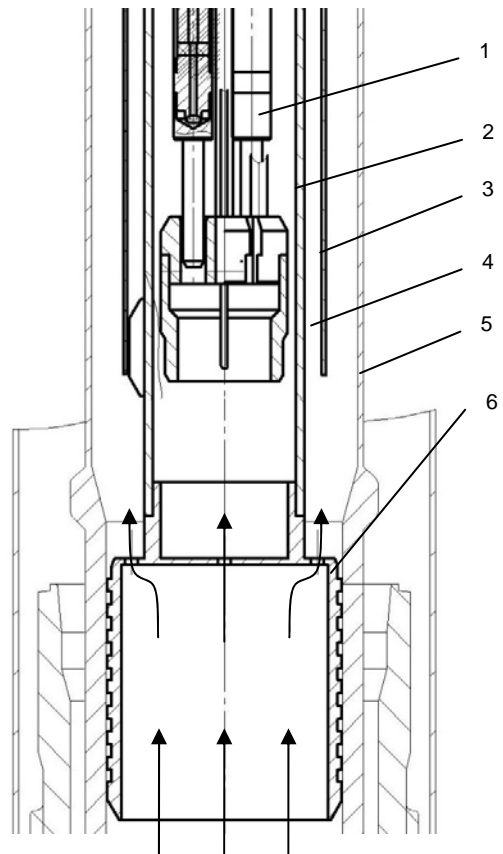
Оснащение ЭТВС и твэлов состоит из трёх термоэлектрических преобразователей градуировки ВР5/20, находящихся в центре топливного сердечника каждого твэла, и четырёх термоэлектрических преобразователей градуировки ХА, установленных на входе и выходе из ЭТВС, в промежуточном положении по высоте ЭТВС.

Рабочие спаи ТЭП, размещаемых в центре топливного сердечника, находятся в зоне предполагаемого кризиса теплоотдачи.

Момент наступления кризиса теплоотдачи фиксировался по изменению производной по времени от температуры топливного сердечника и по росту температуры топливного сердечника.

Эксперимент проводился при постоянном давлении в первом контуре петлевой установки и постоянном расходе теплоносителя. Управляющим параметром для достижения кризиса теплоотдачи на оболочке твэлов являлась мощность реактора.

Исходные параметры эксперимента определялись расчётным путём с учётом того, что на реальной установке кризис теплоотдачи возникает при нарушении сбалансированного соотношения между мощностью тепловыделения и расходом теплоносителя.



Эскиз нижней части экспериментального устройства: 1 – экспериментальные твэлы, 2 – чехол ЭТВС, 3 – обечайка, 4 – теплоизолирующий зазор между чехлом ЭТВС и обечайкой, 5 – разделитель потока теплоносителя, 6 – устройство для разделения потока теплоносителя

Стартовые технологические параметры эксперимента:

Давление в контуре охлаждения.....	1,54 (15,7) МПа (кгс/см ²)
Расход теплоносителя	0,5 т/ч
Температура теплоносителя на входе в ЭТВС.....	290 °С
Линейная плотность теплового потока	250 Вт/см

После работы реактора на постоянной мощности в течение заданного времени (24–48 ч) поэтапным увеличением мощности реактора обеспечивается появление кризиса I рода на оболочке твэлов. При этом температура теплоносителя может повышаться.

В данном эксперименте кризис теплоотдачи был зафиксирован при температуре теплоносителя 300 °С и линейной плотности теплового потока около 350 Вт/см. Обработка результатов измерения и расчётный анализ параметров эксперимента «Кризис стационарный» запланированы на 2012 год.

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

ЭКСПЕРИМЕНТ «БОЛЬШАЯ ТЕЧЬ-3» В КАНАЛЕ РЕАКТОРА МИР

В канале петлевой установки ПВП-2 реактора МИР была испытана девятнадцатилементная экспериментальная тепловыделяющая сборка, состоящая из укороченных твэлов ВВЭР-1000, при параметрах, характерных для второй и третьей стадии максимальной проектной аварии (повторный залив и захолаживание с моделированием термошока). Изучение поведения твэлов в составе многоэлементной ЭТВС при этих условиях имеет самостоятельное значение, так как в этот период, во-первых, прогнозируется разгерметизация большого количества твэлов и, во-вторых, при определённых условиях возможно перерастание аварийной ситуации в аварию за счёт перекрытия сечения пучка твэлов и прекращения их охлаждения.

В комплектацию ЭТВС входили шестнадцать твэлов со свежим топливом и три твэла с выгоранием топлива 60 МВт-сут/кгU, которое было достигнуто в коммерческом реакторе.

В эксперименте при осушении оболочек твэлов реализована скорость возрастания температуры в диапазоне от 1,5 до 1,8 °С/с для различных твэлов. Максимальная температура оболочки в эксперименте составляла 750–800 °С.

Данные прямых измерений параметров эксперимента в режиме on-line обработаны и подготовлены в виде, удобном для использования в кодах, рассчитывающих термомеханическое состояние оболочки твэла.

Проведены посттестовые нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты.

При проведении посттестового нейтронно-физического расчёта характеристик активной зоны с реальной компоновкой установлено значимое снижение энерговыделения в верхней части ЭТВС при замене водной среды на пар на последней стадии

эксперимента. Показано, что результаты гамма-сканирования твэлов не в полной мере отражают меняющееся распределение энерговыделения в ЭТВС (сказалось относительно длительное предварительное облучение ЭТВС при параметрах стационарной работы коммерческого реактора). Показано, что в качестве исходных данных при проведении теплофизических расчётов необходимо использовать результаты нейтронно-физического расчёта.

Выполнен посттестовый теплофизический расчёт по программе КАНАЛ расчётного комплекса ТРАП. Выявлен более ранний, по сравнению с экспериментальными данными, переход в область закризисной теплоотдачи при охлаждении твэлов двухфазным потоком теплоносителя. Не имея возможности воздействия на корреляционные соотношения для расчёта коэффициента теплоотдачи, путём искусственного ввода понижающего коэффициента для мощности ЭТВС в районе осушения получено удовлетворительное согласие между расчётными и экспериментальными данными.

Выполнен также посттестовый теплофизический расчёт по программе КОРСАР. Для достижения корреляции расчётных и экспериментальных значений температуры топлива и оболочки было скорректировано значение коэффициента теплоотдачи в месте установки ТЭП (в сторону его увеличения). Показано, что при проведении расчётов с использованием указанных кодов в получаемый результат закладывается заметный консерватизм.

Одним из бесспорных достижений работы является выявление возможности дистанционной разборки экспериментальной ТВС после испытания в реакторе, позволяющей изучить состояние пучка твэлов в целом и отдельных элементов в частности. Это было сделано впервые в практике подобных экспериментов в каналах реактора МИР.

В результате посттестовых исследований показано, что отрыв оболочки от сердечника при деформировании её давлением заполняющего газа не приводит к разрушению поверхностных слоев топлива. Фрагментация топливных таблеток с выгоранием топлива 60 МВт-сут/kgU не отличается от типичной для данного выгорания при штатной эксплуатации.

При посттестовых исследованиях измерены параметры, необходимые для верификации и валидации расчётных кодов: деформация оболочек по длине активной части твэлов, объём и состав газа под оболочкой твэла, механические свойства оболочки на участке максимальной деформации.

Данные эксперимента «Большая течь-3» были использованы для проведения термомеханических расчётов по коду РАПТА-5. Для проведения сравнительных расчётов условий испытания твэлов в составе ЭТВС были привлечены специалисты Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», ОАО «Опытное конструкторское бюро „ГИДРОПРЕСС“», ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова», ОАО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» и нашего института.

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

РАЗРАБОТКА УСТРОЙСТВА И ПРОВЕДЕНИЕ ИСПЫТАНИЙ МАКЕТОВ ТВЭЛОВ С КАРБОНИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ В ЯЧЕЙКАХ ОТРАЖАТЕЛЯ РЕАКТОРА СМ

Работа проводилась с целью создания реакторной установки для транспортно-энергетического космического модуля на основе ядерной энергодвигательной установки мегаваттного класса в рамках одноимённого проекта. Разработка этого проекта призвана решить следующие задачи:

1. Обеспечение лидирующих позиций в создании высокоэффективных энергетических комплексов космического назначения.
2. Освоение новых инновационных технологий, позволяющих обеспечить развитие отечественной промышленности, в том числе по созданию:
 - ◆ высокотемпературного (до 1600 К) компактного газоохлаждаемого реактора с системой автоматического регулирования и защиты, обеспечивающей ядерную безопасность на всех этапах эксплуатации;
 - ◆ высокоплотного топлива для ядерного реактора на основе наноструктурированных композиций;
 - ◆ высокотемпературных (до 1500 К) жаропрочных конструкционных материалов с эксплуатационным ресурсом до 100000 ч.

Для обоснования проекта космической реакторной установки мегаваттного класса разработана конструкция облучательного устройства для испытания макетов твэлов с карбонитридным топливом в реакторе СМ.

Облучательное устройство состоит из трёх ампул, в каждой из которых размещено по три контейнера из молибдена с макетами твэлов в оболочке из вольфрама. Каждая ампула окружена поглощающим экраном из гафниевых стержней. Их количество в экране определялось по результатам нейтронно-физического расчёта и подбиралось таким образом, чтобы объёмная плотность теплового потока во всех твэлах было одинаковой и соответствовала требованиям технического задания ($800\text{--}870\text{ Вт/см}^3$).

Проведено испытание облучательного устройства в ячейке реактора СМ в течение 35 эфф. сут. Результаты методического эксперимента в основном подтвердили данные нейтронно-физического и теплофизического расчётов по определению мощности твэлов и температуры оболочек. Режимы испытаний образцов в ампулах соответствовали заданным в техническом задании: объёмная плотность теплового потока $800\text{--}870\text{ Вт/см}^3$, температура от (1570 ± 50) до (1680 ± 50) °С.

В настоящее время проводится испытание трёх облучательных устройств в каналах реактора СМ в заданных температурных режимах. Время облучения составило 82, 116 и 123 эфф. сут.

В 2012 году предполагается разработать и испытать облучательное устройство с длинномерным твэлом, по геометрии и составу наиболее приближенным к штатному.

Разработана программа послереакторных исследований облучательных устройств.

Кроме того, в активной зоне реактора проводятся испытания трубчатых образцов из монокристаллического вольфрама и молибдена при температуре 1000–1600 °С до высоких повреждающих доз.

С.А. Ильенко, С.В. Серёдкин, Н.К. Калинина

МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ ДИОКСИДА УРАНА С РЕГЛАМЕНТИРОВАННОЙ МИКРОСТРУКТУРОЙ

Целью работы является разработка новой для ОАО «ГНЦ НИИАР» методики и проведение исследований радиационной ползучести перспективного топлива на основе диоксида урана с регламентированной микроструктурой для получения информации, необходимой при обосновании работоспособности твэлов существующих и разрабатываемых ядерных энергетических установок типа ВВЭР.

Разработана методика получения диаграмм ползучести и изучения зависимости скорости ползучести от температуры и напряжения в процессе облучения в реакторе РБТ-6 тонкостенных трубчатых образцов диоксида урана при температуре от 700 до 1100 °С, плотности деления урана-235 $1,1 \cdot 10^{13} \text{см}^{-3} \text{с}^{-1}$ и продольном сжимающем напряжении 10–40 МПа.

Изготовлены технические средства реакторных испытаний: облучательное устройство, информационно-измерительная система, блок управления температурным режимом.

Облучательное устройство включает в себя сильфонный нагружающий блок; измерительный блок, в котором размещаются два испытуемых образца диаметром 7,55×1,50 и длиной 10 мм, с четырьмя термоэлектрическими преобразователями и индуктивным датчиком, фиксирующим изменение размеров образцов; электронагреватель мощностью 0,5 кВт. Проведена градуировка блока нагружения и индуктивного датчика.

Информационно-измерительная система включает в себя вторичные приборы измерения давления в сильфоне и деформации образца, преобразователи сигналов со всех датчиков, компьютер для регистрации и обработки данных.

Блок управления температурным режимом состоит из регулятора температуры, автотрансформатора и термоэлектрического преобразователя.

Внутриреакторные исследования радиационной ползучести топливных образцов при температуре от 700 до 800 °С были проведены в несколько этапов. На первом этапе напряжение составило 20 МПа. На втором и третьем – напряжение увеличили до 30 и 40 МПа соответственно. Его снизили вновь до 20 МПа на четвертом этапе исследований. Время выдержки образцов на первом этапе составило 456 ч, на последующих – 240 ч. Нагрев и охлаждение образцов осуществляли со скоростью не более 20 °С/мин во избежание их растрескивания из-за термического напряжения.

Полученная в результате диаграмма деформирования образцов представлена ниже на рисунке.

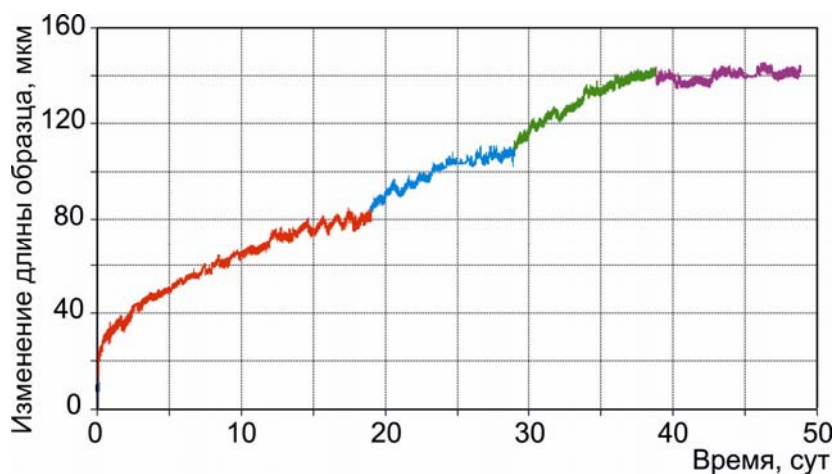
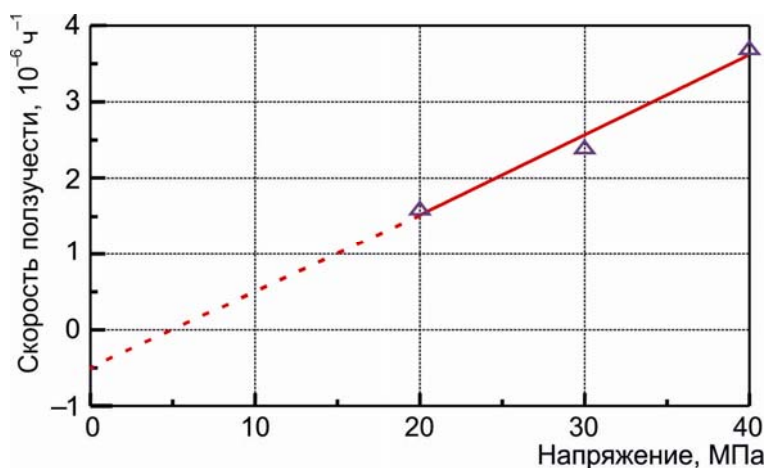


Диаграмма деформирования образцов
на I (—), II (—), III (—), IV (—) этапах исследования

Суммарное изменение длины образцов с момента нагружения составило 160 мкм. Погрешность измерения длины образцов составила ± 4 мкм, температуры вблизи образцов – ± 1 %, силы нагружения – $\pm (1,5-2)$ %.

При обработке данных диаграммы учитывали влияние ползучести, радиационного уплотнения и распухания на деформацию образцов. Вклад радиационного уплотнения и распухания оценивали по приведённым в работе [1] результатам испытаний ненагруженных образцов диоксида урана. Согласно полученной диаграмме влияние радиационного уплотнения на деформацию образцов значимым было только на первом этапе исследования. На трёх других этапах деформация была целиком связана с ползучестью.

Зависимость минимальной, то есть на конечном этапе исследования, скорости ползучести ($\dot{\epsilon}$) от напряжения (σ), описываемая линейной функцией $\dot{\epsilon} = 1,07 \cdot 10^{-7} \sigma - 6,133 \cdot 10^{-7}$, приведена ниже на рисунке.



Зависимость минимальной скорости ползучести от напряжения,
где \triangle – экспериментальные данные

Такой вид зависимости согласуется с представлениями о радиационной ползучести штатного и легированного диоксидного топлива при температуре до 1000–1100 °С [2–4].

Список литературы

1. Малыгин В.Б., Соколов А.Н. Изменение размеров таблеток легированного диоксида урана в процессе облучения // Инженерная физика, 2005. № 1. С. 34–35.
2. Соколов А.Н. Экспериментальное и расчётное обоснование использования оксидного топлива с низким сопротивлением деформированию в твэлах энергетических реакторов: автореферат диссертации на соискание учёной степени кандидата технических наук. – М.: МИФИ, 2004. – 24 с.
3. Малыгин В.Б., Соколов А.Н. Бабилашвили Ю.К., Тен А., Мильдер Л.Ю., Токарев В.И. Радиационная ползучесть диоксида урана с низким сопротивлением деформированию. – Сборник трудов III Научно-технической конференции «Научно-инновационное сотрудничество», Научная сессия МИФИ-2004. – М.: МИФИ, 2004. Т. 1. С. 123–124.
4. Кудрявцев Е.М., Мильдер Л.Ю., Тен А., Токарев В.И., Малыгин В.Б., Соколов А.Н. Размерная стабильность легированного диоксида урана в процессе облучения. – Сборник трудов II Научно-технической конференции «Научно-инновационное сотрудничество», Научная сессия МИФИ-2003. – М.: МИФИ, 2003. Т. 1. С. 112–113.

Г.А. Ильиных, А.А. Нуждов, П.С. Палачев, А.Я. Rogozянов

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕЛАКСАЦИИ НАПРЯЖЕНИЯ В СПЛАВЕ INCONEL 718

На основе заявленных изобретений [1, 2] разработана новая методика исследования релаксации напряжения облучённых и необлучённых плоских образцов, изогнутых по четырёхточечной схеме нагружения. Образцы выдерживают при заданной температуре, периодически охлаждают для измерения текущего значения воздействующей на них силы P , по значению которой рассчитывают релаксирующее напряжение. Особенность нового способа измерения состоит в том, что сила P определяется по значению компенсирующей силы P_k в момент начала дополнительного изгиба образца.

Методика предусматривает использование неразборного пенала, в котором пара внутренних нагружающих опор может перемещаться под воздействием P_k , несколько увеличивая рабочий изгиб образца. Пенал позволяет испытывать одновременно до пяти образцов и удобен для дистанционного выполнения измерительных операций при помощи релаксометра. Схемы пенала, релаксометра с шаговым двигателем и информационно-измерительной системы представлены ниже.

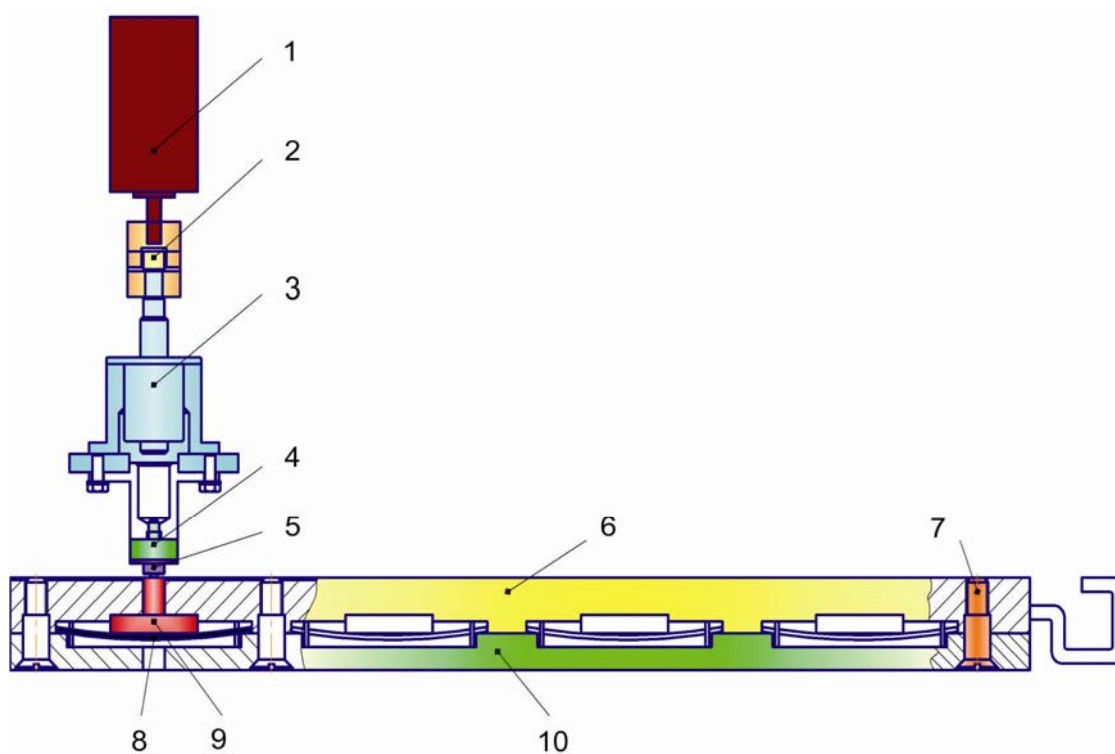


Схема релаксометра и пенала для нагружения плоских образцов:
 1 – шаговый двигатель релаксометра, 2 – муфта, 3 – винт-гайка,
 4 – датчик силы, 5 – толкатель, 6 – крышка пенала, 7 – стяжной винт,
 8 – образец, 9 – подвижный элемент, 10 – основание пенала

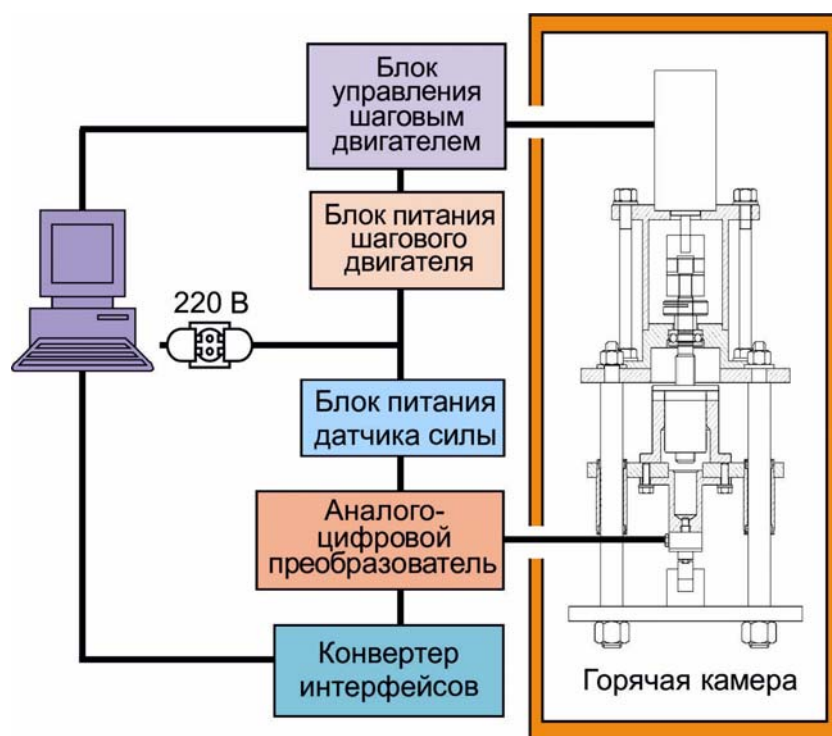


Схема информационно-измерительной системы

Описанная методика использована для исследования влияния облучения на релаксационные характеристики высоконикелевого сплава Inconel 718 – материала пружин головки ТВС с квадратной решёткой, так называемой ТВС-Квадрат. Плоские образцы после аустенизации при 1000 °С в течение 20 мин подвергали двум разным режимам старения. При первом режиме температура образцов была 720 °С, выдержка – 8 ч, далее образцы, находящиеся в печи, охлаждали в течение часа до 620 °С. При втором режиме выдержка составляла 8 ч, а температура – 730 °С.

Для реакторных испытаний было разработано и изготовлено облучательное устройство, в алюминиевом блоке которого были размещены четыре пенала с четырьмя образцами в каждом. Испытания были проведены в ампульном канале реактора РБТ-6 в семь этапов при следующих условиях:

Температура образцов.....	326–344 °С
Напряжение в наружных слоях в начале испытания	536–1185 МПа
Плотность потока быстрых ($E > 0,1$ МэВ) нейтронов:	
на первых двух этапах	$(2,6–3,0)10^{13}$ см ⁻² с ⁻¹
на пяти последующих этапах	$(3,6–4,2)10^{13}$ см ⁻² с ⁻¹
Скорость набора повреждающей дозы:	
на первых двух этапах	$0,9 \cdot 10^{-4}$ сна/ч
на пяти последующих этапах	$1,2 \cdot 10^{-4}$ сна/ч
Общая продолжительность испытания.....	1839 ч
Максимальный флюенс быстрых нейтронов	$2,56 \cdot 10^{20}$ см ⁻²

Аналогичные внереакторные испытания десяти образцов также в семь промежуточных этапов проведены при следующих условиях:

Температура образцов	(335 ± 3) °С
Напряжение в наружных слоях в начале испытания	517–1041 МПа
Общая продолжительность испытания.....	3310,3 ч

Погрешность измерений и расчёта температуры составила ± 1 %, напряжения – $\pm (2–3)$ %, параметров нейтронного потока – ± 10 %. Обработка экспериментальных данных показала отсутствие релаксации напряжения в необлучённых образцах, а в облучённых образцах максимальное снижение напряжения в отдельных случаях достигало 5–6 %, но чаще всего не выходило за пределы погрешности определения напряжения.

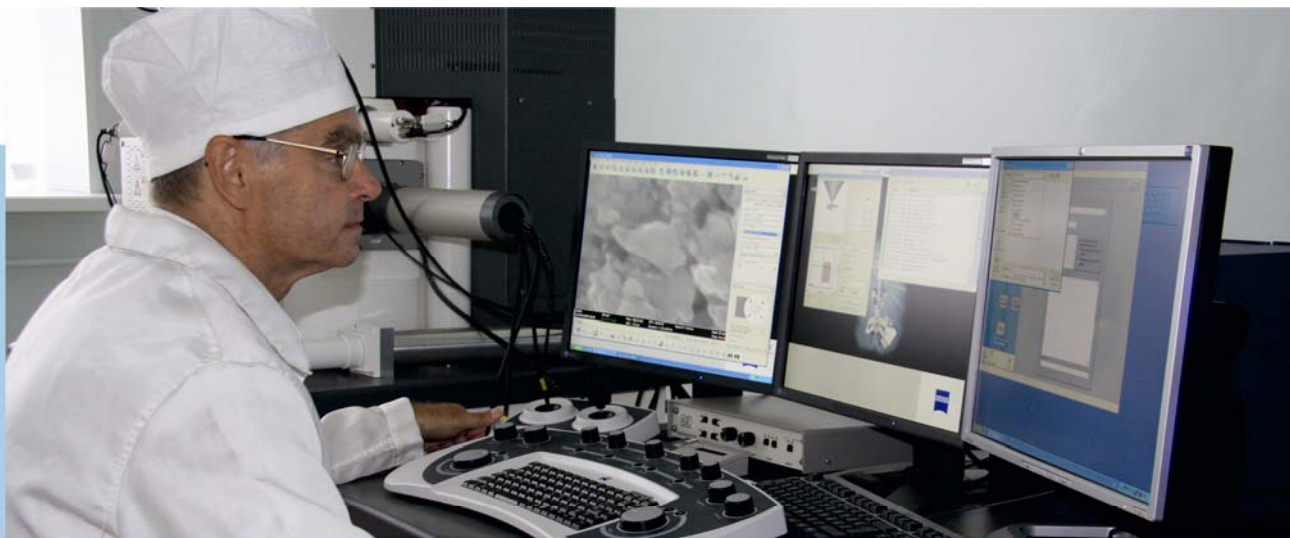
Отсутствие релаксации напряжения в необлучённых образцах объясняется низкой, не регистрируемой средствами измерения термической ползучестью [3]. Ограниченную релаксацию напряжения в облучённых в реакторе РБТ-6 образцах можно объяснить тем, что при малых повреждающих дозах в материале превалирует неустановившаяся радиационная ползучесть.

Различие в режимах старения двух партий образцов не оказало заметного влияния на начальные значения напряжения при сопоставимых изгибах и на релаксационную стойкость материала.

Список литературы

1. Заявка на изобретение № 2011151038 от 14.12.2011. Способ испытаний на релаксацию напряжения при изгибе / Рогозянов А.Я., Нуждов А.А., Палачёв П.С. // <http://www1.fips.ru/wps/portal/Register>, 21.06.2012.
2. Заявка на изобретение № 2012100958 от 11.01.2012. Устройство для испытания плоских облучённых образцов на релаксацию напряжения при изгибе / Рогозянов А.Я., Нуждов А.А., Палачёв П.С., Белов А.В. // <http://www1.fips.ru/wps/portal/Registers>, 21.06.2012.
3. Самсонов Б.В., Горбатов В.К., Рогозянов А.Я. Ползучесть облучаемых аустенитных сталей на основе X16H15M3B в интервале температур 300–700 °С. – Труды международной конференции по радиационному материаловедению, Алушта, 22–25 мая 1990 г. – Харьков: ХФТИ, 1991. Т. 8. С. 3–6.

П.С. Палачев, А.А. Нуждов, А.Я. Рогозянов



ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

2

ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2011

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В 2011 году основные работы по направлению «Реакторное материаловедение» традиционно включали в себя:

- ◆ исследования топлива, конструкционных материалов и элементов активных зон ядерных реакторов различных типов;
- ◆ материаловедческие исследования для обоснования безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом;
- ◆ разработку методик испытаний и исследований материалов и элементов ядерных энергетических установок;
- ◆ материаловедческие исследования для обоснования продления ресурса реакторных установок.

Завершены исследования двух тепловыделяющих сборок с Калининской АЭС: ТВСА с выгоранием 63 МВт·сут/кгU, эксплуатировавшейся в течение шести топливных циклов, и ТВСА-У с выгоранием 54 МВт·сут/кгU, эксплуатировавшейся в течение пяти топливных циклов. В стадии исследований находятся ТВС-2М с выгоранием 46,3 МВт·сут/кгU, эксплуатировавшаяся на Балаковской АЭС в течение четырёх топливных циклов, ТВСА-5М с выгоранием 65,4 МВт·сут/кгU и ТВСА-АЛЬФА с выгоранием 41,6 МВт·сут/кгU, эксплуатировавшиеся на Калининской АЭС в течение пяти и трёх топливных циклов соответственно. Основные цели этих исследований – экспериментальное обоснование работоспособности топлива нового поколения реактора ВВЭР-1000 и подтверждение технических характеристик ТВС и твэлов при высоком выгорании топлива.

Экспериментально показана работоспособность твэлов реактора ВВЭР-1000 при высоком выгорании топлива. Так, в отдельных твэлах ТВСА, отработавшей шесть топливных циклов, выгорание составляло около 78 МВт·сут/кгU, что превышает проектную величину максимального выгорания топлива в твэле – 72 МВт·сут/кгU. Результаты этих исследований использованы для обоснования безопасности перехода АЭС с реакторами ВВЭР-1000 на удлинённый до полутора лет топливный цикл и повышения мощности реакторов до 104 % от проектной.

Завершены исследования РК и ТВС АРК второго поколения реактора ВВЭР-440. Обе сборки отработали пять топливных циклов на Кольской АЭС до выгорания 50,5 и 45,6 МВт·сут/кгU соответственно. Экспериментально показана обоснованность использования в ТВС АРК чехла с толщиной стенки 1,5 мм. Экспериментальные работы по обоснованию уменьшения толщины стенки чехла с 2,0 до 1,5 мм проводились в НИИАРе в 1999–2000 гг.

Исследования ТВС реактора РБМК-1000, эксплуатировавшейся на Ленинградской АЭС, с рекордным для таких реакторов выгоранием топлива – около 35,7 МВт·сут/кгU – подтвердили эксплуатационные проектные характеристики этих ТВС.

Завершены исследования твэлов из ТВС атомных ледоколов «Таймыр» и «Россия». Полученные результаты будут использованы при создании активной зоны реакторов нового типа для атомных ледоколов.

Также завершён цикл исследований после облучения в реакторе МИР твэлов для атомных станций малой мощности. Результаты работы использованы для лицензирования ядерного топлива реакторной установки КЛТ-40С (водо-водяной реактор мощностью 38,5 МВт) первой плавучей АЭС «Михаил Ломоносов».

В рамках международной программы RERT, направленной на снижение обогащения топлива исследовательских реакторов до 20 %, продолжаются исследования после облучения в реакторе МИР опытных твэлов и ТВС с уран-молибденовым

топливом. Результаты проведённых исследований показывают необходимость совершенствования существующей технологии изготовления твэлов с дисперсионным (U-Mo)-топливом.

Продолжаются работы по изучению поведения различных циркониевых сплавов под облучением. Например, завершён цикл исследований закономерностей коррозионного поведения сплава Э-635, использовавшегося в качестве материала оболочек твэлов, уголков каркаса, направляющих каналов и центральной трубы ТВСА реактора ВВЭР-1000, эксплуатировавшейся в течение шести топливных циклов до выгорания 58,3 МВт·сут/кгU.

Проведённые исследования позволили получить эмпирическую зависимость содержания водорода в сплаве от толщины оксидной плёнки и скорости окисления от времени эксплуатации. Получены первые данные о химическом составе оксидной плёнки, являющиеся фундаментальной основой для более глубокого понимания физико-химических процессов окисления циркониевых сплавов под воздействием облучения.

Завершена работа по обоснованию и разработке технологии длительного контейнерного сухого хранения отработавшего ядерного топлива уран-алюминиевого типа исследовательского реактора МИР. Разработан регламент длительного сухого хранения ОТВС реактора МИР в металлобетонном контейнере на базе транспортно-упаковочного комплекта ТУК 108/1. Обобщены данные по свойствам уран-алюминиевого дисперсионного топлива после эксплуатации и длительного мокрого хранения.

Продолжаются испытания твэлов реактора ВВЭР-1000 для обоснования безопасного сухого контейнерного хранения ОТВС реактора ВВЭР-1000 в железобетонных контейнерах хранилища отработавшего ядерного топлива Запорожской АЭС. Закончен очередной четырёхгодичный этап испытаний твэлов при температуре 380 °С, и проведены их неразрушающие исследования.

Для обоснования безопасности транспортирования некондиционного отработавшего ядерного топлива реактора РБМК-1000 проведены исследования скорости накопления продуктов радиолиза воды в герметичной ампуле, содержащей негерметичные твэлы реактора РБМК-1000. Полученные результаты использованы для обоснования первой транспортировки отработавшего ядерного топлива реактора РБМК-1000 с Ленинградской АЭС во ФГУП «ПО „Маяк“» на переработку.

В рамках подготовки к исследованиям образцов топлива и конструкционных материалов для разрабатываемого реактора ГТ-МГР пущены в эксплуатацию и аттестованы установки для измерения теплопроводности облучённых материалов при температуре от 20 до 1600 °С, а также установки для измерения плотности и открытой пористости материалов.

Для промежуточной инспекции тепловыделяющих сборок, испытываемых в петлевых каналах реактора МИР, разработан и изготовлен стенд инспекции, позволяющий проводить неразрушающие исследования твэлов в бассейне реактора МИР в период остановки реактора на планово-предупредительный ремонт. Прежде всего стенд предназначен для исследования твэлов в рамках обоснования проектов «ТВС-Квадрат» для реакторов PWR и «АЭС-2006».

В бассейне выдержки первого блока АЭС «Темелин» (Чехия) успешно прошли испытания ультразвуковой системы контроля герметичности оболочек твэлов в составе ТВСА. Система интегрирована в стенд инспекции и ремонта ТВС фирмы «Westinghouse». Были проинспектированы две ТВСА после первого года эксплуатации.

ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК И ЭЛЕМЕНТОВ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

Послереакторные исследования топлива АЭС в 2011 году проводились с целью обоснования работоспособности ТВС нового поколения, подтверждения технических характеристик ТВС и твэлов, отработавших до высокого выгорания топлива, определения причин разгерметизации твэлов. Всего было исследовано шесть ОТВС, в том числе две ТВС реактора ВВЭР-1000, три ТВС реактора ВВЭР-440 и одна ТВС реактора РБМК-1000.

Основные характеристики исследованных отработавших тепловыделяющих сборок

Тип и номер ТВС	АЭС	Краткая характеристика	Цели исследований
ВВЭР-1000			
ТВСА-У № ЕД0463	1-й блок Калининской АЭС	15 дистанционирующих решёток, повышенная топливная загрузка, 5 топливных циклов, выгорание топлива 53,7 МВт-сут/кгU	Подтверждение технических характеристик, обоснование безопасной эксплуатации негерметичного топлива с высоким выгоранием
ТВСА № ЕД0255	1-й блок Калининской АЭС	15 дистанционирующих решёток, 6 топливных циклов, выгорание топлива 63 МВт-сут/кгU	Обоснование работоспособности твэлов с повышенным выгоранием топлива (до 73,6 МВт-сут/кгU) и каркаса ТВСА с узкими уголками, отработавшего в течение 6 топливных циклов
ВВЭР-440			
РК № 5342-64964	3-й блок Кольской АЭС	Регулирующая кассета второго поколения, 5 топливных циклов, выгорание топлива 50,5 МВт-сут/кгU, длина топливного сердечника 2480 мм, типоразмер таблетки 7,6×1,2 мм	Подтверждение технических характеристик регулирующей кассеты второго поколения, изготовление рефабрикованных твэлов для экспериментов RAMP, LOCA, RIA
АРК № 538-64996	3-й блок Кольской АЭС	Аварийная регулирующая кассета второго поколения, толщина чехла 1,5 мм, 5 топливных циклов, выгорание топлива 45,6 МВт-сут/кгU	Подтверждение технических характеристик аварийной регулирующей кассеты второго поколения с толщиной чехла 1,5 мм
РК № РВ138-70761	2-й блок Кольской АЭС	Негерметичная, виброустойчивая, с регенированным топливом, 3 топливных цикла, выгорание топлива 34 МВт-сут/кгU	Определение причины разгерметизации
РБМК-1000			
ТВС № 11-28-60-83079-03	1-й блок Ленинградской АЭС	Оболочки твэлов из губчатого циркония, циркониевые дистанционирующие решётки, выгорание топлива 26,4 МВт-сут/кгU	Подтверждение технических характеристик твэлов с оболочками из губчатого циркония, исследование состояния циркониевых дистанционирующих решёток

Кроме того, начаты исследования трёх ОТВС реактора ВВЭР-1000 (ТВС-2М № 412603034 с Балаковской АЭС, ТВСА-5М № ЖЕД0719 и ТВСА-АЛЬФА № ИД01077 с Калининской АЭС). Продолжаются исследования ТВС реактора РБМК-1000 № 10-26-40-67761-99, отработавшей до выгорания топлива 35,7 МВт сут/кгU.

Результаты исследования ТВСА-У № ЕД0463. Основным из направлений дальнейшего развития конструкции ТВС реактора ВВЭР является повышение ураноёмкости. В связи с этим выработаны новые решения, заключающиеся в увеличении длины топливного сердечника на 150 мм и массы UO_2 в ТВС до 524 кг. Разработаны конструкции головки и хвостовика, позволяющие достигнуть указанного повышения ураноёмкости. Одной из целей исследования было подтверждение технических характеристик, заложенных в конструкцию тепловыделяющей сборки нового поколения ТВСА-PLUS.

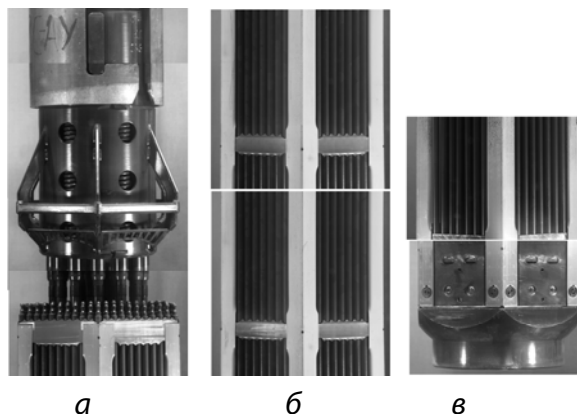
По результатам послереакторных исследований значения геометрических параметров ТВСА-У и её каркаса близки между собой. Удлинение ТВСА-У составило около 3,7 мм, уголки каркаса удлинились в среднем на 7,1 мм, центральная труба – на 6,5 мм. Форма прогиба ТВСА близка к дугообразной, стрела прогиба составила 6 мм, угол скручивания – около $0,9^\circ$. Размеры «под ключ» дистанционирующих решёток ТВСА-У и каркаса находились в допустимых пределах, а по уголкам на небольшом участке превышали предельно допустимые значения примерно на 0,5 мм.

Сварные соединения дистанционирующих решёток с уголками нарушены не были, хотя в верхней части тепловыделяющей сборки между ними существовал зазор до 0,8 мм. Максимальное значение депланации установлено для дистанционирующей решётки № 15 и составило 5,1 мм. Максимальный зазор – около 0,4 мм – зарегистрирован между втулками направляющего канала и дистанционирующей решёткой № 13. Зазоры между наконечниками направляющего канала и опорной решётки визуально не обнаружены. Степень окисления уголков каркаса, направляющих каналов и центральной трубы увеличивается по высоте ТВС.

Изгибная жёсткость ТВСА-У при поперечном нагружении по дистанционирующим решёткам № 8 и № 12 составила 5,6 и 7,8 кН/м, а для её каркаса – 4,3 и 5,7 кН/м соответственно. Пружинный блок работал без заеданий, его жёсткость по сравнению с проектной изменилась незначительно.

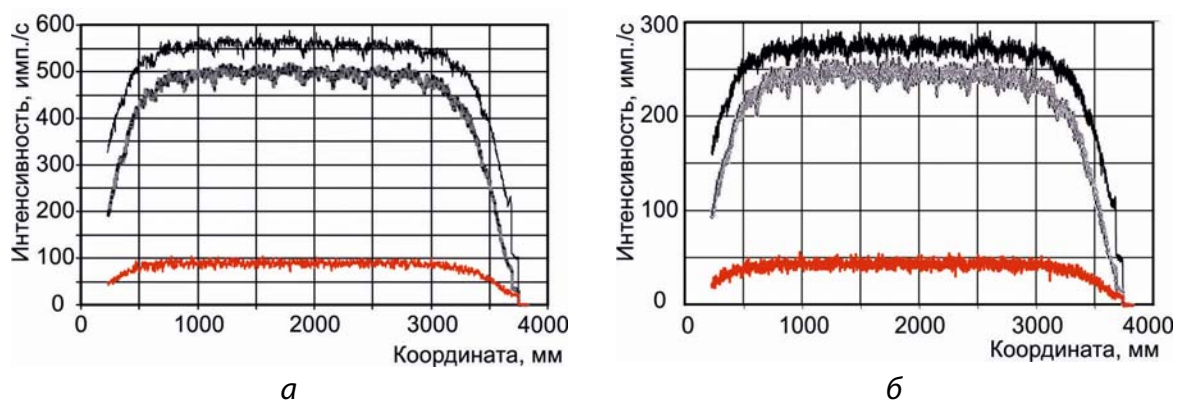
Удлинение твэлов и твэгов находилось в интервале от 13,4 до 21,9 мм. Диаметр хвостовиков нижних заглушек составлял 4,84–4,94 мм, то есть не выходил за допустимые пределы. Максимальное значение деформации растяжения оболочки под действием распухающего топлива составило 0,6 %.

Признаков перераспределения продуктов деления и делящихся изотопов не обнаружено, то есть состояние твэлов с повышенной и обычной загрузкой урана практически одинаковое. Перекристаллизации топлива не произошло, на поверхности таблеток



а б в
Внешний вид головки (а), центральной части (б) и хвостовика (в) ТВСА-У после эксплуатации

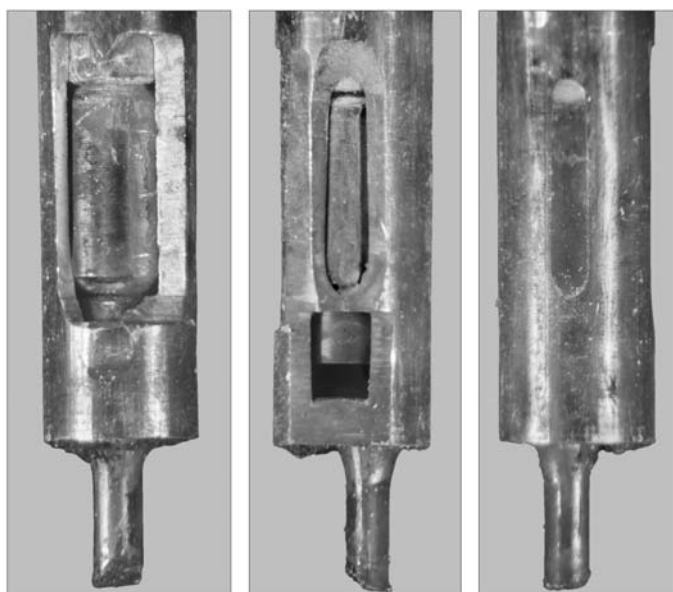
топливных элементов образовался *rim*-слой с повышенной пористостью. Выход газообразных продуктов деления из топлива был в пределах 0,6–3,0 %.



Распределение продуктов деления по длине твэла (а) и твэга (б)

Коррозионное состояние герметичных твэлов являлось типичным для данного уровня выгорания топлива. Максимальное значение толщины оксидной плёнки не превышало 8 мкм. Механические свойства оболочек твэлов находились на уровне, характерном для данной продолжительности эксплуатации: предел прочности и общее относительное удлинение составили соответственно 473 МПа и 16 % при температуре испытания 20 °С, а при температуре испытания 380 °С – 284 МПа и 19 % соответственно.

Другой целью исследований было получение экспериментальных данных для обоснования безопасной эксплуатации негерметичного топлива с высоким выгоранием. Разгерметизация одного твэла произошла вследствие фреттинг-взаимодействия с пуклёмками антивибрационной решётки и пластиной нижнего узла. В результате истирания оболочки твэла образовались два сквозных и один несквозной дефект по месту положения антивибрационной решётки, а также один сквозной дефект на участке между опорной и антивибрационной решётками.



Внешний вид нижней части негерметичного твэла в различных ориентациях: под углом 0° (а), 120° (б), 240° (в)

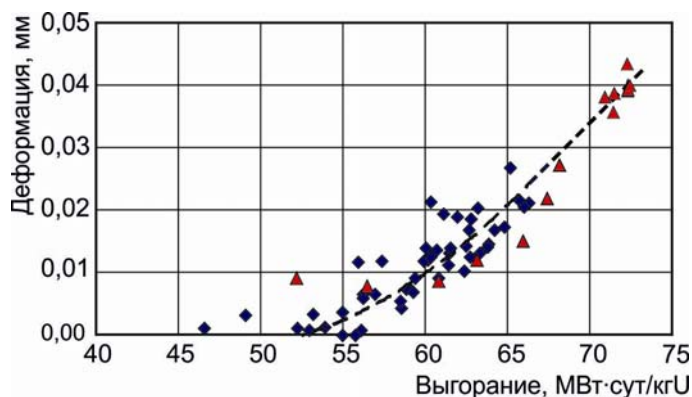
Коррозионное состояние оболочки негерметичного твэла характеризовалось повышенным окислением внутренней поверхности, при котором толщина оксидной плёнки доходила до 70 мкм, гидрированием по всей длине оболочки с образованием в верхней её части слоёв массивных гидридов. Оценки показали, что за время работы твэла в негерметичном состоянии в теплоноситель вышло 12 % от накопившегося в топливе объёма цезия. По результатам гамма-сканирования и металлографических исследований вымывание топлива из негерметичного твэла не зарегистрировано.

Результаты исследования ТВСА № ЕД0255. Это одна из первых модификаций ТВСА с узкими уголками, отработавшей в течение шести топливных циклов до выгорания топлива 63 МВт·сут/кгU. Результаты послереакторных исследований показали, что каркас с узким уголком обеспечивает необходимую геометрическую стабильность ТВСА, а ресурс твэлов и твэгов с высоким выгоранием топлива – до 72 МВт·сут/кгU для твэла и 65 МВт·сут/кгU для твэга – по основным эксплуатационным характеристикам не исчерпан.

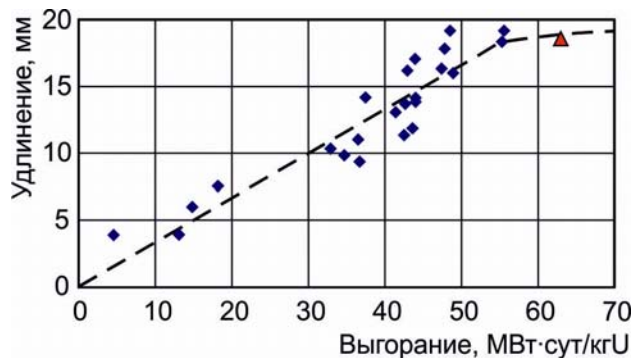
Прогиб ТВСА составил 6,9 мм, изгибная жёсткость при поперечном нагружении по дистанционирующей решётке № 8 составила 5,9 кН/м, прогиб уголков в пролётах между дистанционирующими решётками небольшой – менее 0,4 мм. Удлинение направляющих каналов наружного и внутреннего рядов составило 3,9 и 2,6 мм соответственно, уголков каркаса – 6,3–7,9 мм, центральной трубы – 7,3 мм.

Формоизменение твэлов (твэгов) ТВСА № ЕД0255 имело характерные черты, присущие твэлам с высоким выгоранием топлива: отсутствие зазора между топливом и оболочкой на основной части топливного сердечника, наличие обратной деформации оболочки, гофры. Средняя обратная деформация для твэлов ТВСА № ЕД0255 с выгоранием около 72 МВт·сут/кгU достигала значения 0,045 мм или 0,47 %.

Среднее удлинение твэлов ТВСА № ЕД0255 незначительно отличалось от удлинения ранее исследованных твэлов ТВСА № СВ0013 с выгоранием топлива 55,3 МВт·сут/кгU и серийной ТВС № ЕДК7713 с выгоранием топлива 55,5 МВт·сут/кгU. Изменение темпа удлинения с ростом выгорания топлива может объясняться особенностями сложного деформированного состояния оболочек, изготовленных из анизотропного циркониевого материала, в условиях плотного контакта с топливным сердечником.



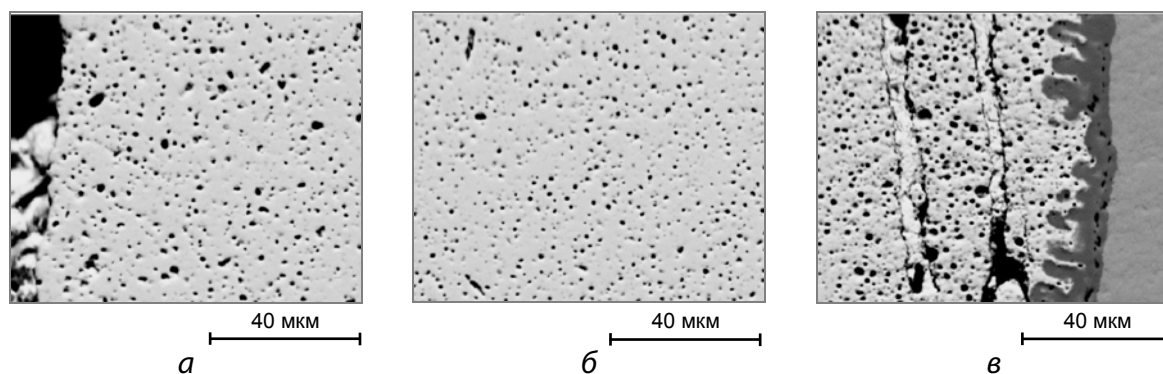
Зависимость обратной деформации оболочек твэлов ВВЭР-1000 (◆) и ТВСА № ЕД0255 (▲) от выгорания топлива



Зависимость среднего по ТВС удлинения твэлов ВВЭР-1000 (◆) и ТВСА № ЕД0255 (▲) от выгорания топлива

Коррозионное состояние оболочек твэлов удовлетворительное. Оксидная плёнка на наружной поверхности равномерная, плотная, без трещин и отслоений. Взаимодействие твэлов с дистанционирующими решётками не привело к существенной фреттинг-коррозии оболочек. Гидрирование незначительное, массовая доля водорода не превышала 0,01 %. Кратковременные механические свойства оболочек остались на высоком уровне.

Топливо в значительной степени реструктурировано. Повышенная концентрация пор и соответственно пониженное содержание ксенона в топливной матрице наблюдались по всей площади сечения таблеток твэла и твэга с максимальным выгоранием топлива. Распухание топлива в твэле с выгоранием 72 МВт·сут/кгU составило 4,5 %, выход газообразных продуктов деления из топлива под оболочку – 6 %. Отсутствие в топливе высокого выгорания рекристаллизации и аксиальной миграции летучих продуктов деления дает основание полагать, что интенсификация выхода газообразных продуктов деления обусловлена в основном атермическим механизмом. Таким механизмом может являться процесс формирования реструктурированных областей с высокой концентрацией пор.



Сканирующая (растровая) электронная микроскопия поперечного сечения твэла с выгоранием 72 МВт·сут/кгU на расстоянии 3,2 мм (а), 1,6 мм (б) от оболочки твэла и около оболочки твэла (в)

Результаты исследования РК № 5342-64964. В рабочей кассете второго поколения повышена загрузка топлива за счёт увеличения длины топливного сердечника и уменьшения диаметра центрального отверстия в таблетке, оптимизировано водородное отношение за счёт увеличения шага расположения твэлов в пучке с 12,2 мм до 12,3 мм.

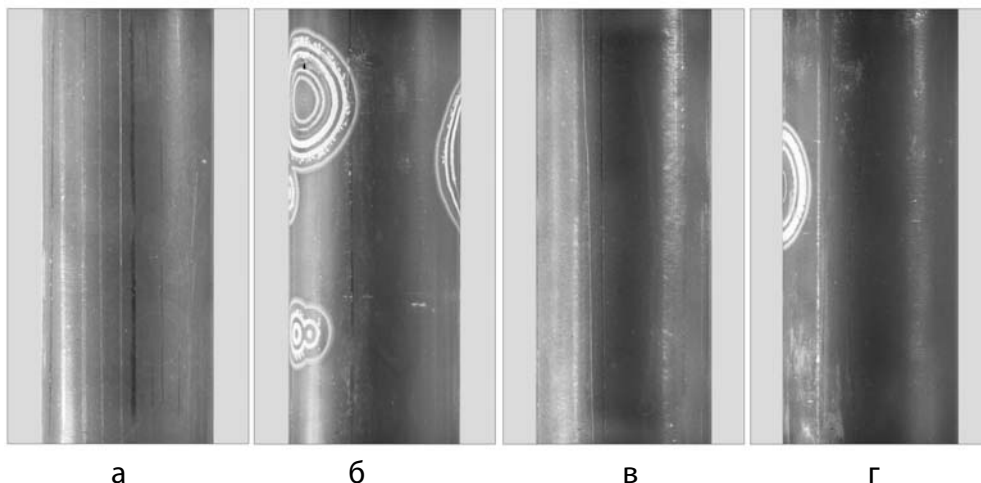
По результатам исследований компоненты рабочей кассеты, а также сварные соединения не имели механических повреждений. Коррозионное состояние внешней поверхности чехла было типичным для рабочей кассеты с таким выгоранием топлива. Размер чехла «под ключ» был в пределах заводского допуска. Значение стрелы прогиба чехла рабочей кассеты составило 0,45 мм, угол скручивания не превышал 0,15 °.

Жёсткость пружинного блока составила 2,9 кН/м, а отдельных пружин – около 0,5 кН/м, что близко к проектным значениям. Длина ненагруженных пружин в среднем уменьшилась с 67,0 до 60,6 мм. Усилия, прикладываемые для извлечения твэлов с заглушками в цанговом исполнении из пучка, составляли от 196 до 1234 Н. После выхода нижней заглушки из опорной решётки усилия резко уменьшались и составляли уже 39,2–205,8 Н.

Удлинение твэлов и твэгов находилось в интервале от 9,5 до 13,1 мм. На всех измеренных твэлах и твэгах зазор между топливом и оболочкой в центральной части отсутствовал. Среднее удлинение топливного сердечника твэгов (18,4 мм) больше, чем твэлов (14,9 мм). Произошла существенная релаксация пружинных фиксаторов топливных сердечников (примерно на 20 мм).

Установлена деформация растяжения оболочек из-за взаимодействия с распухающим топливным сердечником. При этом наблюдалась как общая, так и локальная деформация с резким увеличением диаметра в местах расположения стыков топливных таблеток.

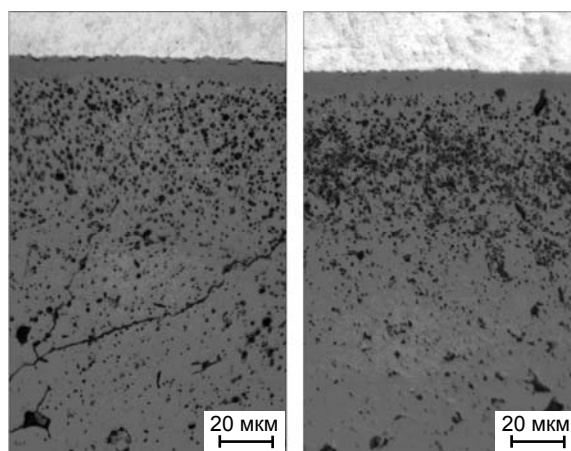
Оболочки твэлов не имели дефектов, коррозионное состояние – типовое для твэлов с таким же выгоранием топлива. Толщина равномерной оксидной плёнки составляла от 3–4 мкм в нижней части твэлов до 9 мкм на отдельных участках. Фреттинг-коррозия оболочек в результате взаимодействия с дистанционирующими решётками незначительна.



Внешний вид участков топливных элементов:
твэлов (а, б) и твэгов (в, г)

Кратковременные механические свойства материала оболочки находились на достаточно высоком уровне: при рабочей температуре средние значения предела прочности и общего относительного удлинения не опускались ниже 295 МПа и 14 % соответственно.

Осевого перераспределения топлива и продуктов деления не зарегистрировано. Выход газообразных продуктов деления из топлива находился в пределах 1,6–3,0%. Перекристаллизации уранового и уран-гадолиниевого топлива не произошло. На поверхности таблеток топливных элементов образовался *rim*-слой. Массовая доля неодима, плутония и цезия



Микроструктура твэла (а) и твэга (б)
вблизи внутренней поверхности
оболочки

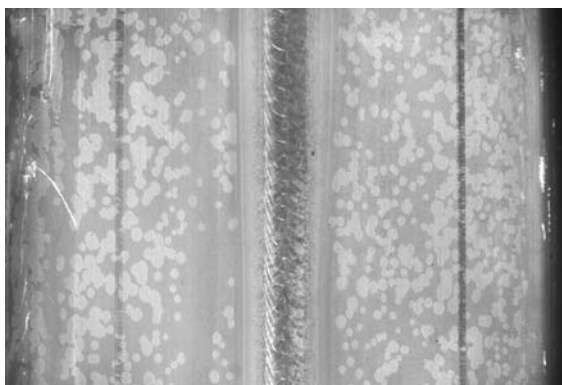
возрастает к краю топливной таблетки, а содержания ксенона в матрице топлива понижается. Плотность топлива в зоне максимального выгорания составила $10,34 \text{ г/см}^3$ для твэла и $10,12 \text{ г/см}^3$ для твэга.

Толщина оксидной плёнки на различных участках дистанционирующих решёток находилась в пределах 2–8 мкм, а в щелевом зазоре между ячейками дистанционирующей решётки – до 14 мкм. Пластинчатые гидриды, за исключением зоны сварных соединений, имели тангенциальную ориентацию. От 22 до 74 % ячеек различных дистанционирующих решёток имели значения диаметра, не выходящие за допустимые пределы.

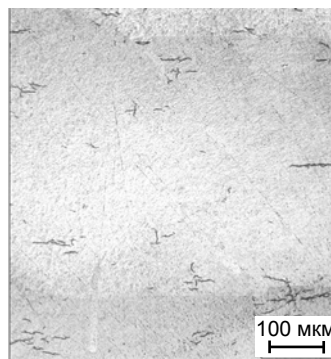
Результаты исследования ТВС АРК № 538-64996. Это первая сборка второго поколения с более тонкой стенкой чехла (1,5 мм), для которой были проведены послереакторные исследования.

По результатам исследований компоненты ТВС АРК и сварные соединения аномалий не имели. Геометрические параметры сборки и трубы чехла практически совпадали. Размер «под ключ» находился в пределах заводского допуска, значение стрелы прогиба составило 1,5 мм, угол скручивания не превышал $0,2^\circ$, удлинение трубы чехла – 1,6 мм.

На наружной и внутренней поверхностях чехла не зарегистрировано участков со значительной глубиной коррозии. Максимальное значение толщины оксидной плёнки вне зоны сварного шва чехла не превышало 3–4 мкм, а в зоне сварного шва – не более 5 мкм. В зоне сварного шва структура материала чехла – мартенситного типа, пластинчатые гидриды достигали около 80 мкм.



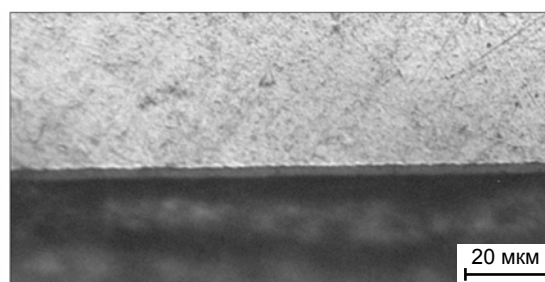
а



б



в



г

*Внешний вид (а) и микроструктуры материала чехла:
б – морфология гидридов, в – участок в зоне сварки,
г – оксидная плёнка на поверхности*

Прочность образцов из чехла, находящегося при комнатной температуре, заметно выше, чем при рабочей, а пластичность отличается незначительно. Предел прочности (σ_b) и общее относительное удлинение (δ_o) при рабочей температуре находятся на достаточно высоком уровне: σ_b – около 550–570 МПа; δ_o – около 4–4,5 %.

Удлинение твэлов находилось в интервале от 12,4 до 14,9 мм, а уменьшение диаметра топливной части достигало 0,05 мм. Для всех измеренных твэлов зазор между топливом и оболочкой почти на всей центральной части отсутствует. Установлена локальная деформация оболочек с образованием гофр по местоположению стыков таблеток.

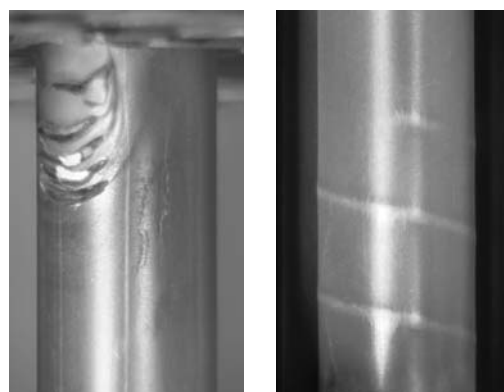
Толщина равномерных оксидных плёнок на наружной поверхности оболочек твэлов составляла 3–4 мкм, в зонах сварных соединений не превышала 2–4 мкм, а на участках локального повышенного окисления доходила до 30 мкм. Фреттинг-коррозия оболочек в результате взаимодействия с дистанционирующими решётками незначительна. Кратковременные механические свойства материала оболочек твэлов находятся на достаточно высоком уровне.

Перекристаллизации топлива не произошло, на поверхности таблеток топливных элементов образовался *rim*-слой с повышенной пористостью. Плотность топлива в зоне максимального выгорания составила около 10,35 г/см³. Выход газообразных продуктов деления из топлива находился в пределах 0,7–2,2 %.

Толщина оксидной плёнки на различных участках была 3–6 мкм, а в щелевом зазоре – до 14 мкм. Пластинчатые гидриды, за исключением зоны сварных соединений, имели тангенциальную ориентацию. От 63 до 67 % ячеек различных дистанционирующих решёток имели значение диаметра, не выходящее за допустимые пределы. Усилия разрыва сварных соединений между ячейками находились в интервале от 330 до 610 Н, а стенок ячеек – от 405 до 790 Н.

Результаты исследования РК № RB138-70761. В составе рабочей кассеты был обнаружен один негерметичный твэл, расположенный в пятом ряду пучка твэлов. Разгерметизация произошла по причине *debris*-повреждения твэла посторонним предметом. Первичный дефект в виде нескольких серповидного вида повреждений оболочки находился непосредственно под дистанционирующей решёткой № 1. По внешнему виду негерметичный твэл отличался от остальных твэлов меньшей длиной, наличием в верхней части его поверхности вторичных дефектов в виде светлых спиралевидных колец на газосборнике и пятен на топливном участке.

Исследования негерметичного твэла показали, что его состояние характеризуется гидрированием и охрупчиванием верхней части оболочки, окислением и реструктуризацией топлива, выходом из твэла в теплоноситель летучих газообразных продуктов деления. Ни в одном из сечений негерметичного твэла по результатам металлографических исследований рекристаллизации (роста зерна) не обнаружено. В то же время фрактография топливной таблетки

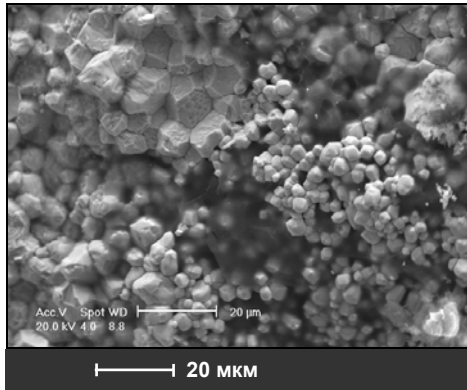


а

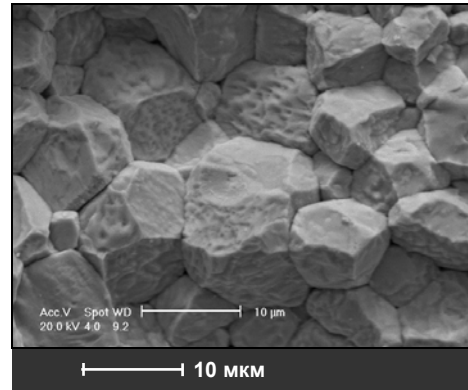
б

Внешний вид негерметичного твэла в области debris-повреждения под дистанционирующей решёткой № 1 (а) и вторичных дефектов на газосборнике (б)

в месте разрушения твэла выявила вблизи центрального отверстия и по краям трещин наличие участков с мелкозернистой структурой и развитым микрорельефом поверхности зёрен, что свидетельствует об окислении диоксида урана.



а



б

Микроструктура участков поверхности в месте излома топливной таблетки со скоплением мелких зёрен (а) и развитым микрорельефом поверхности зёрен (б)

Исследования показали, что состояние кассеты в целом и её конструктивных элементов после трёх лет эксплуатации по всем параметрам, определяющим работоспособность, соответствует проектным требованиям. Прогиб кассеты составляет 0,5 мм, размер «под ключ» чехла незначительно превышает верхнюю границу допуска. Геометрические параметры твэлов, их коррозионное состояние являются типичными для твэлов с оболочками из сплава Э-110, отработавших в течение трёх топливных кампаний.

Результаты исследования ТВС № 11-28-60-83079-03. Это первая исследуемая сборка реактора РБМК с твэлами, оболочки которых выполнены из (Zr-1% Nb)-сплава на основе губчатого циркония. Результаты исследований показали, что состояние твэлов после эксплуатации до выгорания топлива 26,4 МВт-сут/кгU по основным эксплуатационным характеристикам существенно не отличаются от твэлов с оболочками из сплава Э-110 на электролитической основе.

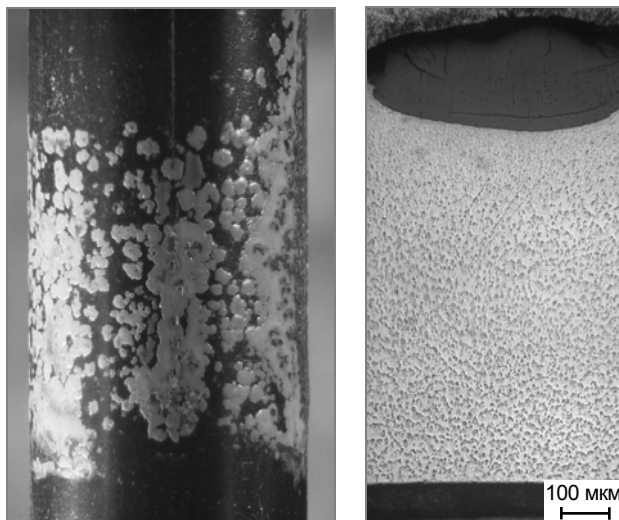
Среднее удлинение твэлов нижнего пучка составило 3,0 мм, а верхнего – 3,3 мм, что практически соответствует результатам ранее исследованных ОТВС с аналогичными эксплуатационными параметрами. Наружный диаметр твэлов в процессе эксплуатации увеличился за счёт окисления поверхности. Максимальный наружный диаметр на участках под и между дистанционирующими решётками составил 13,70 и 13,67 мм соответственно.

Коррозионное состояние оболочек твэлов характеризуется неравномерным распределением толщины оксидной плёнки. Под дистанционирующими решётками чаще всего наблюдалось повышенное окисление в виде крупных нодулей, толщина которых достигала 230 мкм. В большинстве случаев количество участков повышенного окисления по периметру сечения твэлов под дистанционирующей решёткой соответ-

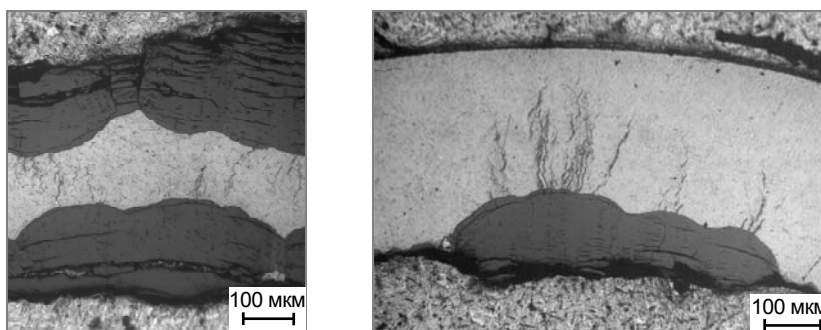
вовало количеству пуклёвок ячеек дистанционирующей решётки. Участкам твэлов между дистанционирующими решётками свойственна как равномерная, так и нодульная коррозия. Максимальная толщина оксидной плёнки на участках с равномерной коррозией составляла 3–8 мкм, максимальная толщина нодулей – 174 мкм. Гидрирование оболочек незначительно, массовая доля водорода в исследованных пробах не превышала 0,01 %.

Предел прочности примерно на 70–80 МПа выше, чем у оболочек твэлов из сплава Э-110 на электролитической основе с аналогичными параметрами эксплуатации.

Коррозионное состояние дистанционирующей решётки из циркониевого сплава Э-110 характеризуется преимущественно очаговым типом окисления. Максимальная толщина оксидной плёнки составила 273 мкм, минимальное «живое» сечение на некоторых участках ячеек уменьшилось до 50 мкм от 350 мкм исходного значения.



а *б*
Внешний вид твэла (а) и оксидной плёнки (б) под дистанционирующей решёткой



а *б*
Микроструктура элемента ячейки дистанционирующей решётки в отражённом свете после полировки (а) и травления (б)

Выявленные гидридные выделения в структуре материала ячеек ориентированы преимущественно перпендикулярно поверхности очагов коррозии. Испытания при комнатной температуре ячеек дистанционирующей решётки на разрыв вызывали их хрупкое разрушение.

*Е.А. Звир, В.С. Поленок, В.А. Жителев,
Г.В. Шевляков, А.В. Строжук, О.Г. Сидоренко,
Г.П. Кобылянский, О.Н. Никитин, И.Н. Волкова,
Г.И. Маёршина, С.В. Кузьмин*

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ С ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ ДЛЯ УСТАНОВЛЕНИЯ ПРИЧИН ВОЗНИКНОВЕНИЯ ЗОН ВЫСОКОГО ГАЗОВОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ

При проведении послереакторных исследований облучённых виброуплотнённых твэлов с уран-плутониевым оксидным топливом, изготовленных в ОАО «ГНЦ НИИАР», были обнаружены твэлы с изолированными внутренними объёмами. Это явление вызвано образованием зон высокого газового сопротивления (ЗВГС), препятствующих свободному прохождению газообразных продуктов деления из топливного сердечника в газосборник. Наличие таких зон обуславливает повышение газового давления внутри твэла и, как следствие, напряжения в оболочке.

В качестве возможных причин образования зон высокого газового сопротивления рассматривались:

- наличие цезия на границе активной части твэла, в том числе и в торцевых экранах;

- повышенное локальное содержание продуктов деления в виде металлических включений (корольков), перекрывающих центральный канал топливного сердечника;

- наличие локального повышенного содержания металлического урана (геттера) на границе между низом активной части твэла и нижним торцевым экраном.

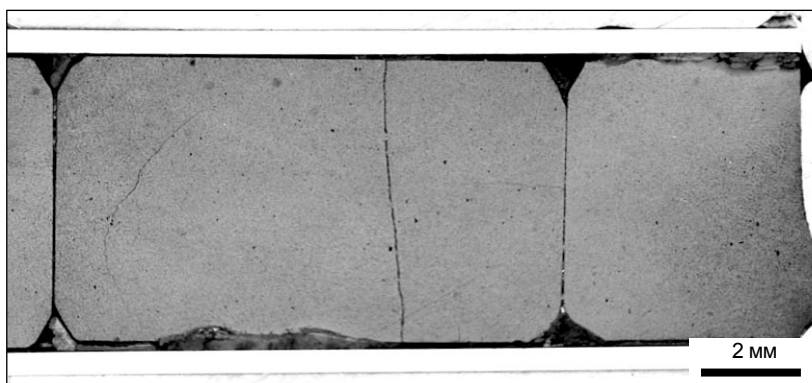
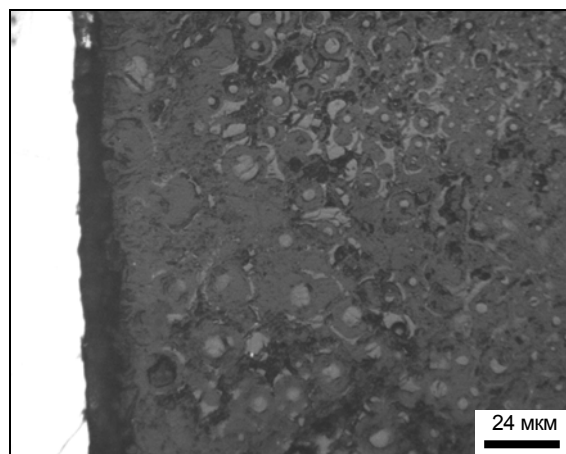
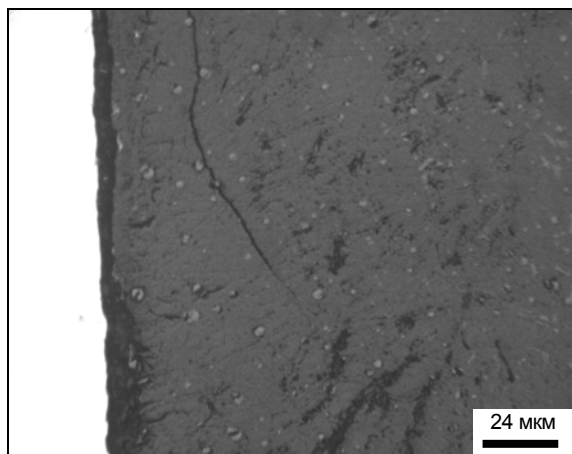
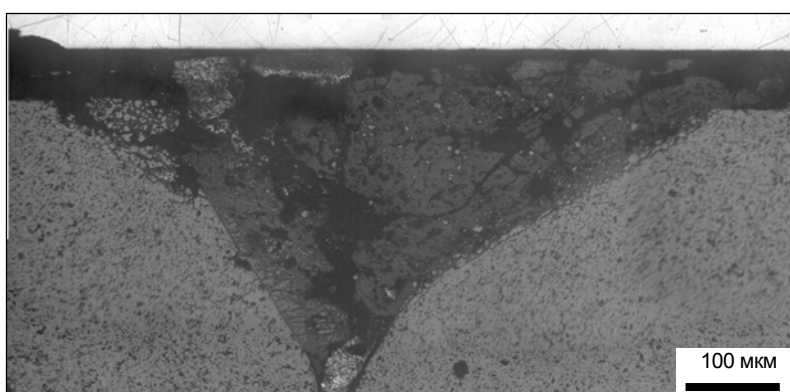
При определении распределения ЗВГС по длине твэлов рассматривались следующие признаки наличия зон высокого газового сопротивления:

- локальное высокое содержание цезия на границе активной части и в торцевых экранах твэлов;

- повышенное локальное содержание металлических продуктов деления, свидетельствующих о наличии крупных металлических включений (корольков), возможно перекрывающих центральный канал топливного сердечника;

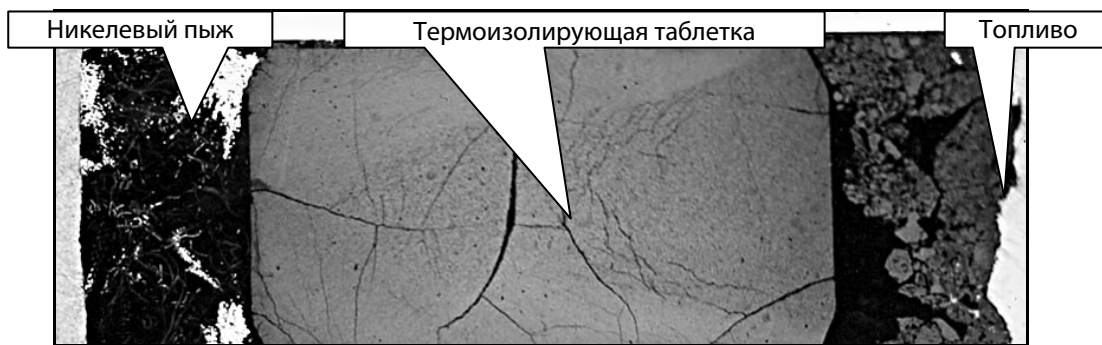
- локальное увеличение диаметра оболочек твэлов на границе активной части твэлов и нижней термоизолирующей таблетки.

В результате проведённых исследований твэлов методом гамма-сканирования была обнаружена тенденция миграции изотопов цезия-134 и цезия-137 по длине топливного сердечника в менее нагретые участки твэла. Наиболее высокое содержание цезия характерно для нижней зоны активной части и нижнего торцевого экрана твэла. В ходе дальнейших исследований было показано, что на этих участках происходит взаимодействие цезия с диоксидом урана, продукты взаимодействия заполняют свободное пространство между термоизолирующими таблетками и оболочкой твэла, что может препятствовать прохождению газообразных продуктов деления из активной части твэла в газосборник, то есть может быть причиной образования зон высокого газового сопротивления. На представленных ниже изображениях показано состояние макро- и микроструктуры образцов, вырезанных из торцевого экрана твэла.

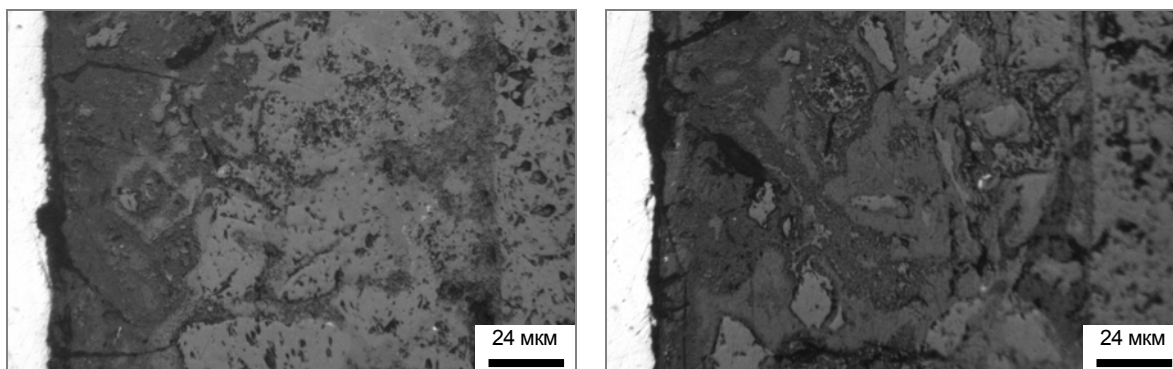
*a**б*

*Макро- (а) микроструктуры (б) образца
с повышенным содержанием цезия,
вырезанного из нижнего торцевого экрана твэла*

Напротив, в зазоре между термоизолирующей таблеткой и оболочкой твэла образуется неплотная фаза, состоящая из смеси различных мелких фракций топливного гранулята, но не препятствующая прохождению газовых продуктов деления из активной части твэла в область нижнего газосборника.



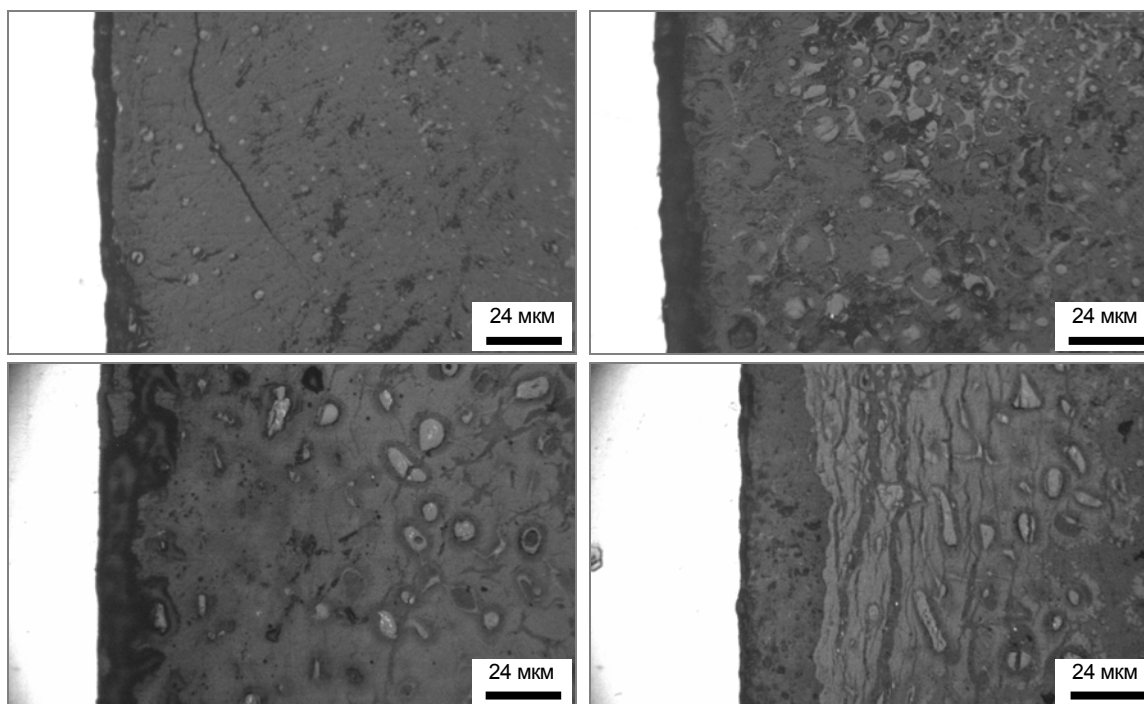
а



б

Макро- (а) и микроструктуры (б) образца из нижней части твэла на границе между термоизолирующей таблеткой и оболочкой твэла

В зазоре между таблетками торцевого экрана и оболочкой твэла отчетливо наблюдаются, по крайней мере, три составляющие, различимые по форме, цвету, а возможно, и по элементному составу.



Микроструктуры ЗГВС в зазоре между оболочкой твэла и термоизолирующими таблетками торцевого экрана

Известно семнадцать различных соединений, которые могут образовывать между собой цезий, уран и кислород.

**Массовая доля компонентов
химических соединений цезия, урана и кислорода**

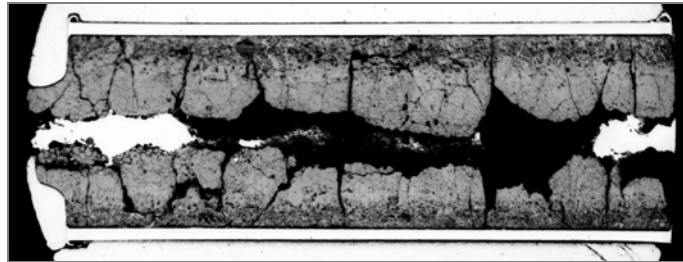
Соединение	Массовая доля, %			Соединение	Массовая доля, %		
	Cs	U	O		Cs	U	O
$Cs_2U_{15}O_{46}$	6	78	16	$Cs_2U_3O_{10}$	24	62	14
$Cs_2U_9O_{27}$	10	75	15	$Cs_4U_5O_{17}$	27	59	14
$Cs_2U_7O_{22}$	12	73	15	$Cs_2U_2O_7$	32	55	13
$Cs_2U_6O_{22}$	13	70	17	$CsUO_3$	33	56	11
$Cs_2U_6O_{19}$	14	71	15	Cs_2UO_4	48	41	11
$Cs_2U_6O_{18}$	14	72	14	$Cs_4U_2O_7$	48	42	10
$Cs_2U_5O_{16}$	16	69	15	Cs_2UO_3	49	42	9
$Cs_2U_4O_{13}$	19	66	15	Cs_4UO_8	60	26	14
$Cs_2U_4O_{12}$	19	67	14				

Применив методику электронно-зондового рентгеновского микроанализа (ЭЗРМ), можно получить элементный состав фаз ЗВГС и определить формулу наблюдаемого соединения. Зная формулу и температурный диапазон существования соединения, можно определить на каком этапе происходит образование ЗВГС и каким образом это влияет на работоспособность твэла в целом.

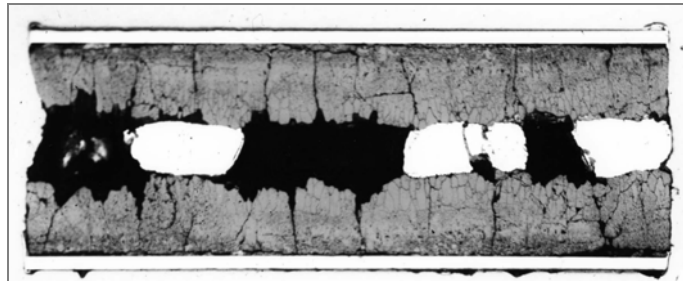
Особенностью состояния твэлов с виброуплотнённым топливом после облучения является образование крупных выделений металлической фазы, состоящей из неокислённых продуктов деления рутения, родия, палладия, технеция и молибдена. Если металлический уран, вводимый в топливо в качестве поглотителя кислорода, неравномерно распределён по длине твэла, то в местах его повышенного содержания в состав указанных фаз может входить уран и восстановленный из оксида плутоний. В этих случаях металлические включения имеют больший размер вплоть до образования корольков, которые обычно располагаются в центральном канале топливного сердечника.

Исследование этого явления проведено на твэле с максимальным выгоранием топлива 7,8%. Аксиальное распределение рутения-106 в этом твэле свидетельствовало о миграции его в нижнюю и верхнюю области топливного сердечника, а результаты металлографии подтвердили образование крупных металлических включений – корольков – в этих зонах.

Во всех исследованных образцах металлические включения располагались в центральном канале топливного сердечника активной части твэла. Поскольку микроструктура топливного сердечника в активной части при рабочей температуре всегда газопроницаема, то формирование корольков не может быть причиной образования зон высокого газового сопротивления.



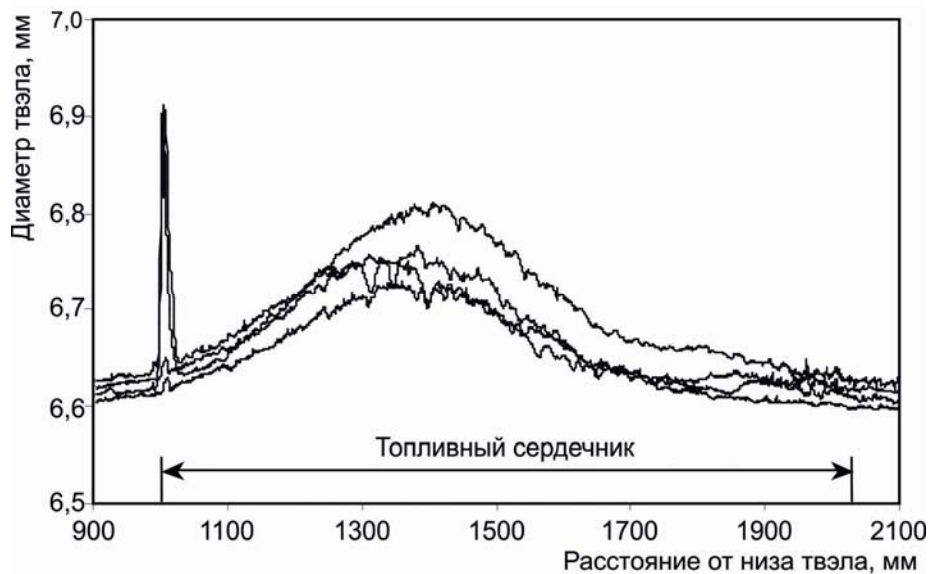
а



б

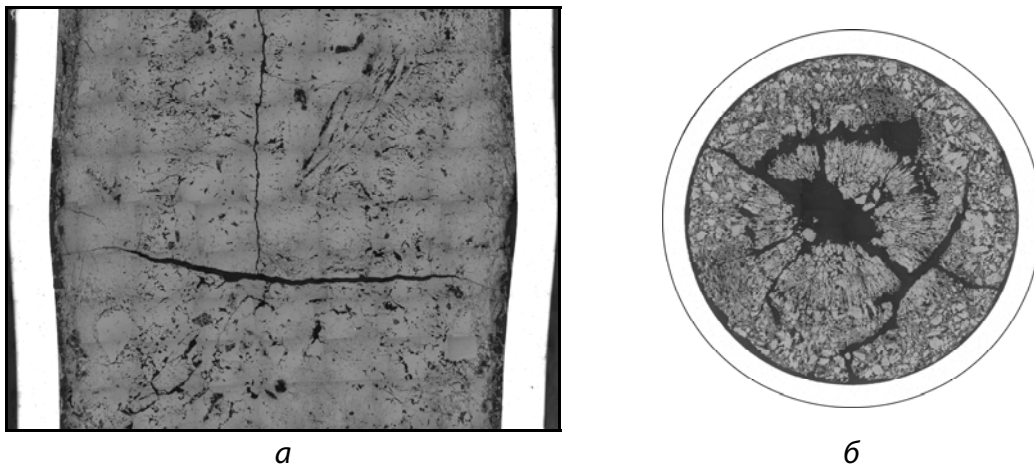
Макрофотографии продольных сечений твэла с макимальным выгоранием топлива 7,8 % внизу (а) и вверху (б) активной части твэла

В процессе исследований неразрушающими методами экспериментальных твэлов с уран-плутониевым виброуплотнённым топливом после облучения в реакторе БН-600 было обнаружено anomальное локальное увеличение диаметра некоторых твэлов вблизи границы топливного сердечника и нижнего торцевого экрана.



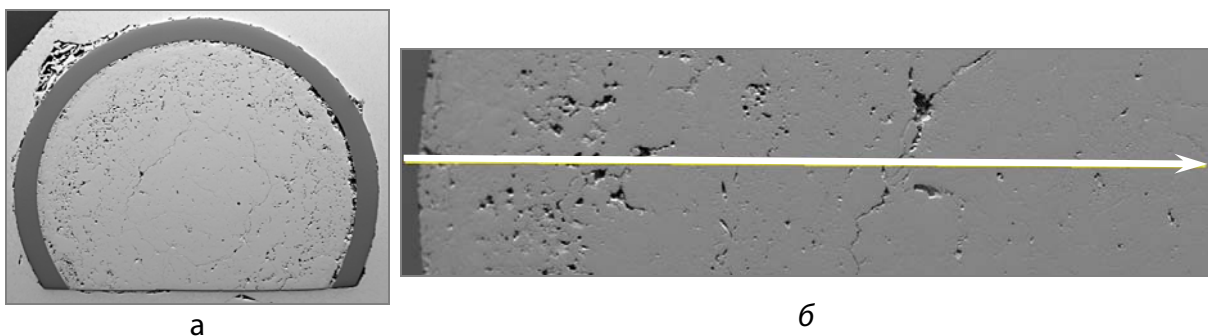
Типичные профилограммы твэлов с anomальным локальным увеличением диаметра в нижней части топливного сердечника

Результаты, полученные при исследовании методами керамографии, сканирующей электронной микроскопии и ЭЗРМ, показывают, что состояние топливного сердечника в области локального увеличения диаметра твэла отличается от состояния, характерного для нижних сечений активной части твэла. Нижняя область топливного сердечника высотой около 25 мм, граничащая с нижней термоизолирующей таблеткой, в основном представляет собой монолитное образование, характеризующееся плотным контактом с оболочкой и почти полным отсутствием видимых границ раздела между исходными гранулами. Уплотнение топлива и гомогенизация в центральной части топливного сердечника не сопровождались обычными для этих явлений изменениями – формированием центральной полости и образованием радиально ориентированных кристаллов вследствие радиального градиента температуры во время облучения.

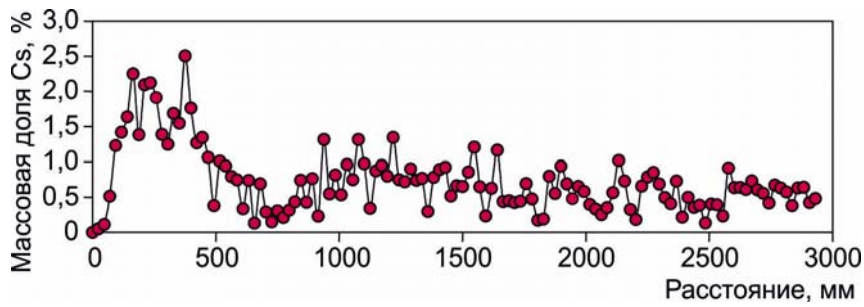


Структура топлива в сечениях, вырезанных на расстоянии от 0 до 20 мм от низа активной части экспериментальных твэлов с виброуплотнённым топливом после облучения в реакторе БН-600: а – продольное сечение твэла с аномальным увеличением диаметра, б – типичная структура поперечного сечения твэла

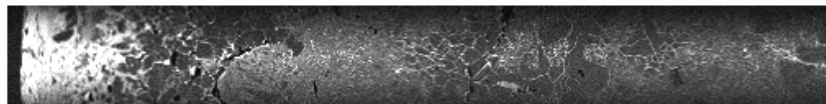
Для исследований содержания и распределения компонентов и продуктов деления топлива был приготовлен поперечный шлиф в сечении вблизи максимального увеличения диаметра. В этом сечении топливо имеет зернистую (поликристаллическую) структуру, о чем свидетельствует распределение цезия, при низкотемпературном облучении концентрирующегося преимущественно на границах зёрен.



Макро- (а) и микроструктуры (б) топливного сердечника с указанием линии сканирования



Распределение цезия вдоль линии сканирования



Карта распределения цезия по радиусу топливной таблетки

Ещё одна важная особенность состояния топлива в нижней части топливного сердечника – пониженное содержание плутония. Массовая доля плутония, рассчитанная как среднее значение, составляет 9,7 %. Массовая доля плутония с учётом коэффициента воспроизводства и распределения долей деления плутония–239 по отношению к урану–238 (9:1) равна 18,9 %. Поскольку соотношение плутония и урана во всех фракциях партии топлива, использованной при изготовлении твэла, отличалось незначительно, то пониженное содержание плутония в нижней части топливного сердечника могло быть следствием проникновения в эту область повышенного количества металлического гранулированного урана при изготовлении твэла.

Другая особенность состояния топлива в рассматриваемой области твэла – повышенное содержание цезия. Исследования распределения компонентов топлива и продуктов деления показывают, что цезий при низком кислородном потенциале не образует химических соединений с топливом, а находится в твёрдом растворе. Хотя распределение цезия по радиусу топливного сердечника характеризуется неравномерностью, содержание цезия на границе активной части твэлов не может быть причиной образования газонепроницаемых перегородок, так как увеличение объёма топлива за счёт цезия при максимуме его накопления примерно в 15 раз меньше исходного свободного объёма в топливном сердечнике при обычной эффективной плотности виброуплотнённого топлива.

В результате проведённых исследований было установлено, что зона аномального локального увеличения диаметра твэла на границе активной части твэла и нижней термоизолирующей таблетки обусловлена увеличением объёма топлива в результате окисления повышенного количества геттера и может быть препятствием для прохождения газообразных продуктов деления из активной части твэла в газосборник. При миграции цезия в зону торцевых экранов возможно химическое взаимодействие его с термоизолирующими таблетками при высоком кислородном потенциале диоксида урана с образованием химических соединений, заполняющих зазор между таблетками и оболочкой твэла, способствуя возникновению ЗВГС. Образование металлических фаз – корольков – происходит только в активной части твэлов, где структурное состояние топлива обеспечивает проницаемость для газов, поэтому они не могут быть причиной возникновения зон высокого газового сопротивления.

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

ОСОБЕННОСТИ СОСТОЯНИЯ И СТРУКТУРЫ КОНСТРУКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ТВСА ИЗ СПЛАВА Э-635 ПОСЛЕ ШЕСТИ ЛЕТ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1000

ТВСА №СВГ0047 реактора ВВЭР-1000 является уникальной тепловыделяющей сборкой, отработавшей шесть лет на первом блоке Калининской АЭС без разгерметизации с достижением максимального выгорания топлива в твэлах – около 70 МВт-сут/кг.

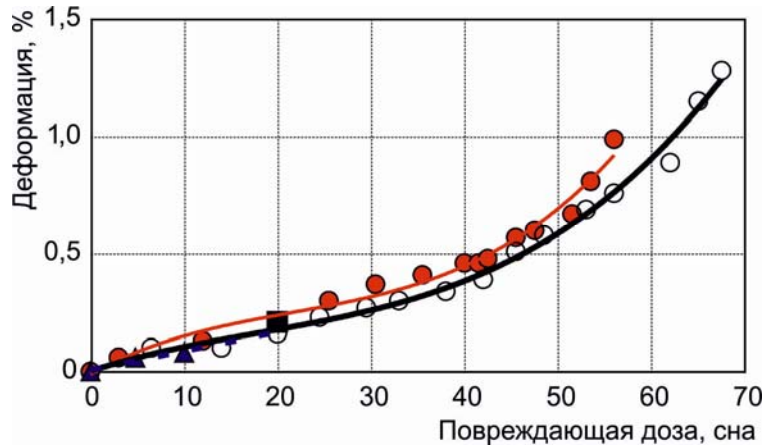
Большинство компонентов ТВСА: оболочки твэлов, направляющие каналы, центральная труба и уголки каркаса – выполнены из сплава Э-635. В работе [1] представлены закономерности коррозионного поведения сплава Э-635 в элементах конструкции этой тепловыделяющей сборки, а в настоящей работе внимание уделено результатам исследования радиационного формоизменения, микроструктуры, фазового и элементного состава указанных изделий.

Результаты измерений геометрических размеров элементов конструкции ТВСА свидетельствуют об их высокой размерной стабильности. При отсутствии механических напряжений под влиянием реакторного облучения в циркониевых сплавах наблюдается анизотропное изменение размеров в разных направлениях при соблюдении постоянства объёма материала. При приложении нагрузки в изделиях под облучением развиваются процессы радиационной ползучести. В процессе эксплуатации уголки каркаса и центральная труба находятся в свободном от механических нагрузок состоянии*, поэтому изменения их размеров обусловлены действием механизмов радиационного роста, то есть деформированию подвергается в основном только та часть этих элементов, которая соответствует длине топливного сердечника (3530 мм). Удлинение центральной трубы составило 7,1 мм, а деформация вследствие радиационного роста – 0,20 %. Удлинение уголков каркаса находилось в пределах 7,4–8,5 мм, а деформация вследствие радиационного роста – 0,21–0,24 %. Эти значения удлинения центральной трубы и уголков каркаса соответствуют диапазону средних значений флюенса нейтронов $(2,1–2,6) \times 10^{26} \text{ м}^{-2}$.

Зависимость деформации модельных образцов из сплава Э-635 в продольном направлении от повреждающей дозы, полученной во время облучения в реакторе БОР-60 при температуре около 320 °С, представлена далее на рисунке. Для эксперимента были взяты два трубчатых образца (№ 1 и 2) и один плоский (№ 3). Температура на заключительной стадии термообработки (отжиг) составляла 525 °С для образца № 1, для образца № 2 – 580 °С, а для образца № 3 – 600 °С. Время отжига составило 3 ч для первых двух образцов, а для третьего – 2 ч. В первом случае в результате отжига произошла частичная рекристаллизация, в остальных – полная. Для сравнения также приведены значения удлинения центральной трубы и уголков каркаса ТВСА № 0047 в результате эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000.

* На самом деле уголки жёсткого каркаса в составе тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000 типа ТВСА, взаимодействуя через дистанционирующие решётки, из-за разности деформации вследствие радиационного формоизменения находятся при растягивающих напряжениях, однако сравнение значений удлинения уголков каркаса с данными экспериментов с модельными плоскими образцами из сплава Э-635, испытанными в реакторе БОР-60 под растягивающей нагрузкой [2], указывает на то, что эти нагрузки на уголки пренебрежимо малы (значительно меньше 40 МПа).

Как видно из рисунка, данные по радиационному росту модельных образцов из сплава Э-635 в результате облучения в реакторе БОР-60 [3] совпадают с аналогичными данными по удлинению центральной трубы и уголков каркаса ТВСА.

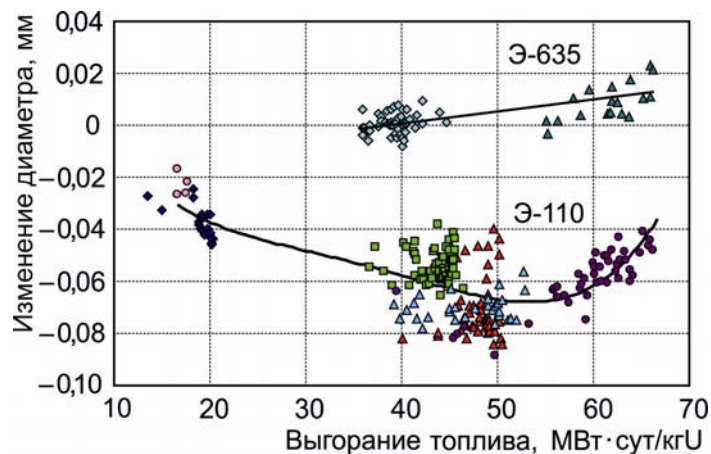


Зависимость деформации образцов от повреждающей дозы облучения для образцов № 1 (●), 2 (○) и 3 (▲), центральной трубы и уголков каркаса ТВСА (■)

Важным отличием сплава Э-635 от сплава Э-110 является более высокая размерная стабильность материала. Анализ результатов измерения геометрических параметров твэлов реактора ВВЭР-1000 показывает, что при одинаковом времени эксплуатации и близких значениях выгорания топлива изменение диаметра и длины у твэлов с оболочкой из сплава Э-635 происходит значительно слабее, чем у твэлов с оболочкой из сплава Э-110.

При эксплуатации у твэлов с оболочками из сплава Э-110 наружный диаметр под действием разницы давлений между теплоносителем и внутритвэльной газовой средой уменьшается вследствие радиационной ползучести оболочки. При высоком выгорании топлива (более 45–50 МВт·сут/кгU) из-за взаимодействия набухающего топливного сердечника с оболочкой наблюдается обратный процесс – увеличение диаметра.

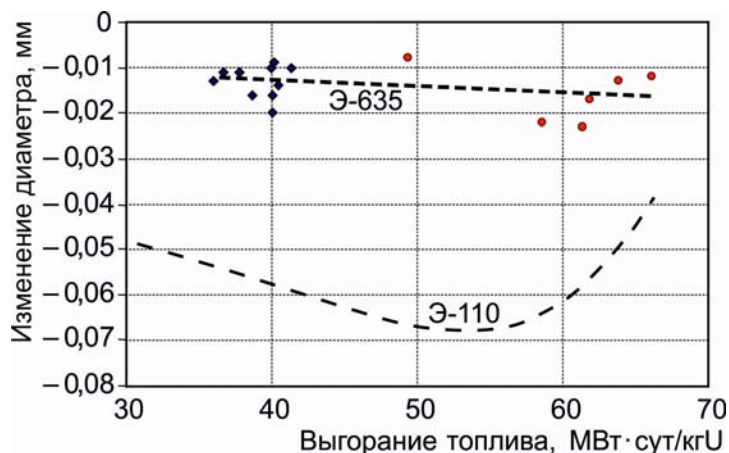
У твэлов с оболочками из сплава Э-635 наблюдается увеличение наружного диаметра вследствие роста оксидной плёнки.



Зависимость изменения наружного диаметра твэлов из сплава Э-110 и Э-635 от выгорания топлива

Изменение диаметра вычислялось как разница между его средним значением по всей длине твэла и на участке газосборника.

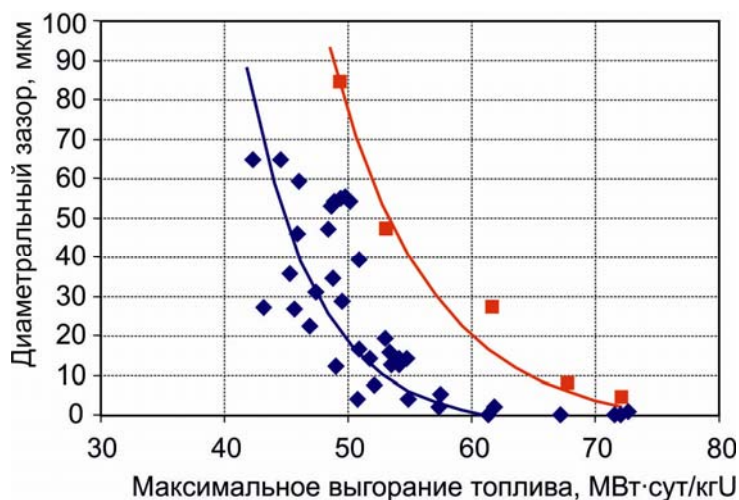
Как показали расчёты, для исследованных твэлов изменение диаметра «по металлу» (диаметр оболочки без учёта толщины той части оксидной плёнки, которая приводит к увеличению диаметра твэла из-за меньшей, чем у металла, плотности оксида) по длине исследованных твэлов весьма мало.



Зависимость изменения диаметра оболочек твэлов из сплава Э-110 и диаметра «по металлу» оболочек твэлов из сплава Э-635 от выгорания топлива

Диаметр твэлов с оболочками из сплава Э-110 уменьшается по мере достижения выгорания топлива около 55 МВт·сут/кгU, а при более высоком выгорании топлива уменьшение диаметра прекращается и его изменение происходит в обратную сторону – эффект так называемой обратной деформации [4].

Из вышеприведённого графика следует, что при таком же распухании топлива, как в штатных твэлах с оболочкой из сплава Э-110, зазор между оболочкой из сплава Э-635 и топливным сердечником сохранится даже при очень высоком выгорании топлива. Однако результаты измерения зазора между топливом и оболочкой компрессионным методом показывают, что закрытие зазора у твэлов с оболочками из сплава Э-635 в исследуемой тепловыделяющей сборке происходит при выгорании топлива на 10–20 МВт·сут/кгU больше, чем у твэлов с оболочками из сплава Э-110, облучавшихся в составе аналогичной ТВСА в течение шести топливных циклов в реакторе Калининской АЭС. Это значит, что распухание топлива в твэлах с оболочками из сплава Э-635 больше, чем в твэлах с оболочками из сплава Э-110: диаметр таблетки увеличился, а уменьшения диаметра оболочки не произошло. Это может быть связано с тем, что распухание выгорающего топлива в твэлах с оболочкой из сплава Э-635 происходит на протяжении всего времени эксплуатации практически без сопротивления со стороны оболочки и при более высокой температуре топлива. Об этом свидетельствуют наличие зазора между топливом и оболочкой и большая толщина оксидной плёнки, чем на оболочках из сплава Э-110.



Зависимость изменения величины диаметрального зазора между топливом и оболочкой от максимального выгорания топлива для твэлов с оболочками из сплава Э-110 (♦) и Э-635 (■)

Поскольку зазор между топливом и оболочкой в твэлах с оболочками из сплава Э-635 сохраняется более длительное время, чем в твэлах с оболочкой из сплава Э-110, то с учётом более высокой прочности и жаропрочности оболочек из сплава Э-635 эффект обратной деформации для них, наблюдаемый для оболочек из сплава Э-110 [4], вряд ли возможен даже при выгорании топлива около 80 МВт·сут/кгU.

Удлинение твэлов, увеличивающееся с ростом выгорания топлива, примерно в два раза выше, чем удлинение центральной трубы и уголков каркаса, что в основном обусловлено процессами анизотропной радиационной ползучести оболочек из сплава Э-635. В соответствии с представлениями об этих процессах для анизотропных материалов (из-за наличия кристаллографической текстуры) под воздействием наружного давления теплоносителя и внутреннего давления технологического гелия и газовых продуктов деления под оболочкой, а также облучения в условиях реактора ВВЭР-1000 диаметр оболочек твэлов уменьшается, а их длина увеличивается. В нашем случае удлинение оболочек твэлов (ε_L) при отсутствии механического взаимодействия топлива с оболочкой первоначально может быть определено соотношением [5]:

$$\varepsilon_L \sim F \cdot \sigma_L \cdot (1 - 3f_L),$$

где F – флюенс быстрых нейтронов, 10^{26} м^{-2} ;

σ_L – напряжение в продольном направлении L , МПа;

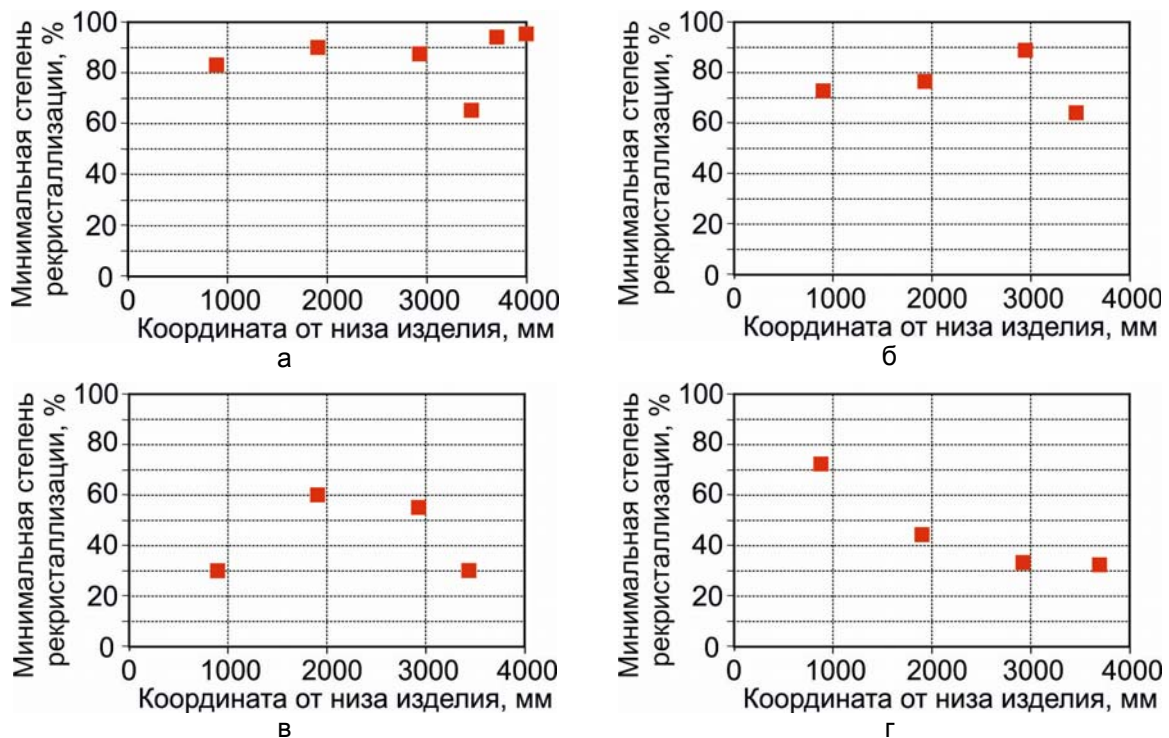
f_L – текстурный коэффициент Кёрнса.

Так как выход газовых продуктов деления из топлива в исследованных твэлах был весьма мал ($< 1,2\%$), а коэффициенты Кёрнса в этих твэлах также различались незначительно, представленную выше на рисунке зависимость удлинения твэлов от выгорания топлива можно интерпретировать как зависимость от флюенса нейтронов, то есть характер изменения удлинения твэлов от выгорания топлива будет такой же, как и от флюенса нейтронов.

Направляющие каналы ТВСА за время эксплуатации увеличились в длине на 0,10–0,14 %, что почти в два раза меньше, чем увеличение центральной трубы и уголков каркаса. Это означает, что направляющие каналы находились под действием сжимающих

напряжений. Если сравнить данные по удлинению направляющих каналов с результатами эксперимента по радиационным испытаниям в реакторе БОР-60 отрезков труб из сплава Э-635 при сжимающих осевых нагрузках [2, 3], то можно утверждать, что противодействие удлинению направляющих каналов было значительно ниже напряжения 65 МПа, при котором наблюдали укорочение модельных образцов.

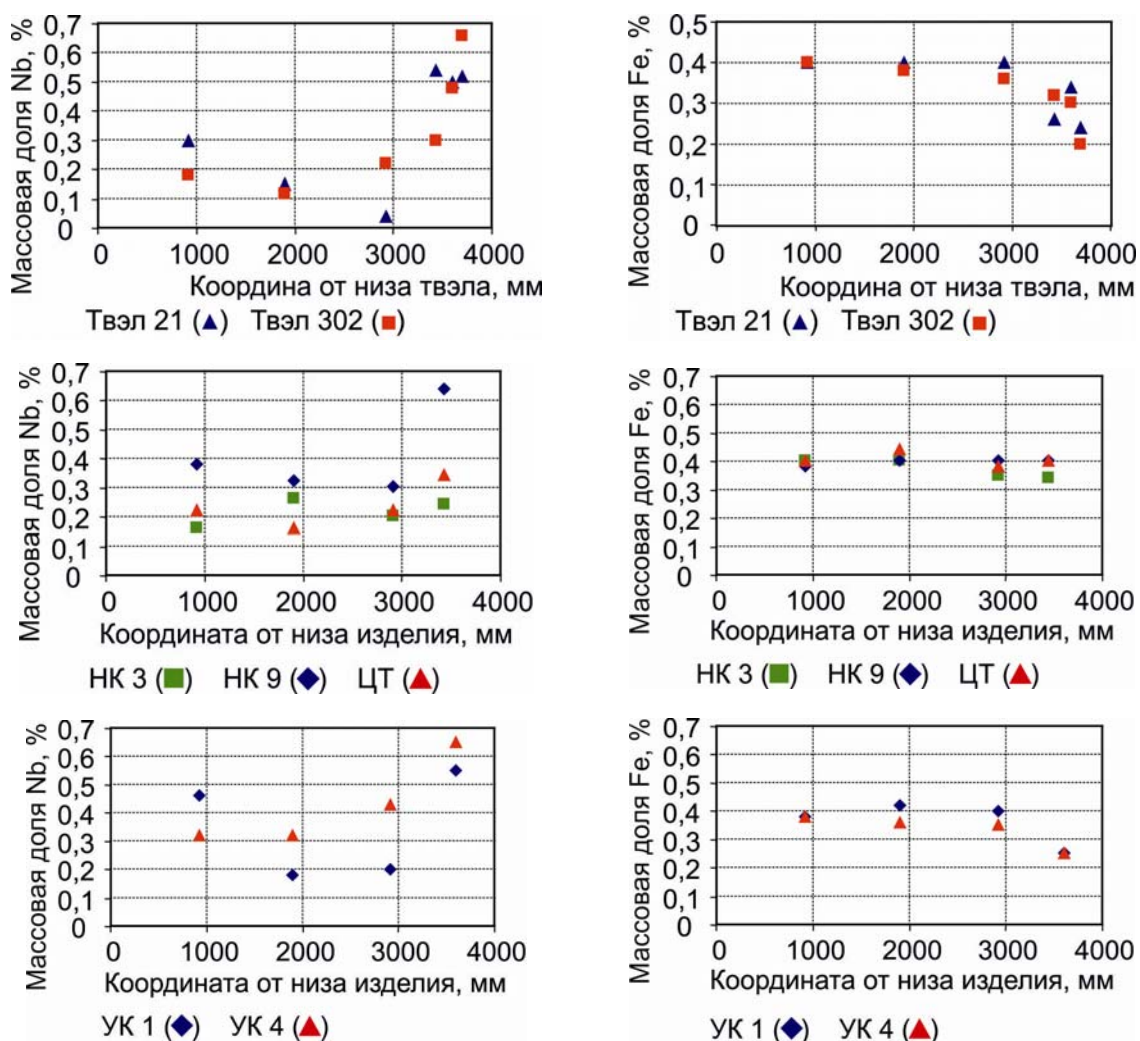
Важным аспектом, характеризующим состояние материала, подвергающегося облучению, является степень рекристаллизации сплава, тем более что заключительная термообработка элементов конструкции ТВСА разного назначения различается: трубы для оболочек твэлов на конечной стадии подвергаются отжигу при 580 °С в течение 2–3 ч, а трубы направляющих каналов и центральной трубы и уголки каркаса отжигаются при температуре 525 °С также в течение 2–3 ч. Поскольку длина указанных изделий весьма велика, можно ожидать неравномерность степени рекристаллизации на их отдельных участках. Поэтому методом трансмиссионной электронной микроскопии было проведено оценочное сравнение минимальной степени рекристаллизации сплава Э-635 на разных участках исследованных элементов конструкции.



Изменение минимальной степени рекристаллизации по длине исследованных изделий: твэла (а), направляющего канала (б), центральной трубы (в), уголков каркаса (г)

При исследовании каждого образца было сделано несколько снимков структуры зёрен при малом увеличении. Для каждого снимка была определена доля рекристаллизованных зёрен относительно площади всей фотографии. На данном рисунке приведены только минимальные значения степени рекристаллизации. Учитывая то, что методика просвечивающей электронной микроскопии является локальной (максимальная площадь фольги на снимке при малом увеличении составляет примерно 600 мкм²), а материал по структуре не является однородным, то ошибка в определении степени рекристаллизации может быть достаточно существенной.

Из приведённых данных видно, что у материала оболочек твэлов есть участки с частично рекристаллизованной структурой, в которых степень рекристаллизации может составлять 65%. Степень рекристаллизации по длине уголков каркаса (УК), направляющих каналов (НК) и центральной трубы (ЦТ) отличается существенно. Обращает на себя внимание тот факт, что участки с минимальной степенью рекристаллизации расположены чаще всего в тех областях элементов конструкции ТВСА, которые слабо подвергались облучению. Возможно, что на остальных участках, подвергавшихся более сильному облучению, увеличение степени рекристаллизации произошло за счёт радиационного отжига части дислокаций в нерекристаллизованных областях.



Зависимость содержания ниобия и железа в матрице сплава Э-635 от высотной координаты участка исследованных изделий

При анализе элементного состава матрицы образцов отмечено, что в оболочках твэлов и в уголках каркаса материал из верхней части изделий содержит меньшее количество железа (массовая доля до 0,2%), чем в средней и нижней частях, где его содержание выходит на уровень, соответствующий содержанию этого элемента в сплаве (массовая доля 0,4%). Содержание же железа в матрице оболочек направляющих каналов и центральной трубы практически не меняется по высоте. При этом

значительно изменяется содержание ниобия по длине всех изделий. Ясно, что установившийся уровень содержания этих элементов в матрице обусловлен процессами их перераспределения между частицами второй фазы и твёрдым раствором во время облучения.

Как известно, в исходном состоянии сплав Э-635 содержит фазу Лавеса ($Zr(Nb,Fe)_2$). Эта фаза имеет гексагональную плотноупакованную решётку с параметрами решётки: $a = 5,4 \text{ \AA}$ и $c = 8,7 \text{ \AA}$. В своём составе она содержит примерно в равных пропорциях цирконий, ниобий и железо. Внутри выделений фазы Лавеса наблюдаются дефекты упаковки. Частицы фазы Лавеса под действием облучения претерпевают изменения, заключающиеся в выходе из них железа в матрицу. При этом поверхностные слои обедняются железом быстрее, чем центральные. Как только в микрообъёме выделения содержание железа уменьшается до значения, близкого к нулю, происходит трансформация решётки из гексагональной плотноупакованной (ГПУ) в объёмно центрированную кубическую (ОЦК) с параметром решётки $a \approx 3,4 \text{ \AA}$, то есть фаза Лавеса превращается в β -Nb-фазу. Так как поверхностные слои теряют железо быстрее, чем центральные, то в них эта трансформация начинается раньше. По мере расширения слоёв без железа β -Nb-блоки увеличиваются в размерах и количестве. При достижении определённой повреждающей дозы наступает момент, когда фаза Лавеса полностью лишается железа и β -Nb-блоки занимают весь объём частицы, процесс трансформации решётки на этом заканчивается. Факт трансформации фазы Лавеса отмечался и ранее, однако данных по структуре этой фазы на ранних стадиях трансформации не было.

При дальнейшем повышении флюенса нейтронов происходит перераспределение атомов ниобия и циркония между данным выделением и матрицей, что приводит к изменению её элементного состава. Известно [6], что в процессе облучения β -Nb-частицы в сплаве Э-110 также претерпевают изменения: соотношение количества ниобия к цирконию в частицах уменьшается, а размер частиц при этом увеличивается*, обеспечивая соответствующий баланс их состава за счёт притока к ним атомов циркония. Этот процесс сопровождается выделением из твёрдого раствора мелкодисперсных (нано-размерных) радиационно-индуцированных частиц, предположительно β -Nb, и обеднением матрицы твёрдого раствора ниобием. В отличие от сплава Э-110 в сплаве Э-635 твёрдый раствор матрицы содержит большее количество легирующих элементов: олово, ниобий и железо. Возможно, что именно поэтому дальнейшее изменение состава β -Nb-частиц в сплаве Э-635 затруднено и сопровождается появлением значительно меньшего количества мелкодисперсных радиационно-индуцированных частиц, чем в сплаве Э-110. По-видимому, из-за меньшей диффузионной подвижности атомов ниобия перераспределение железа происходит относительно быстро и стабилизируется через какое-то время, в то время как процесс перераспределения ниобия замедлен и по длине изделий менее чувствителен к перепадам температуры и плотности потока нейтронов. Чем больше железа содержится в частицах, тем его меньше в матрице, и наоборот.

Что касается элементного состава частиц, то он сильно отличается по содержанию железа в оболочках твэлов, направляющих каналах и центральной трубе. Доля атомов

* Утверждение факта роста размера β -Nb-частиц с ростом флюенса нейтронов нуждается в статистически обоснованном экспериментальном подтверждении, но тем не менее не было отмечено случаев, противоречащих этому утверждению, а в литературе имеются сообщения, что такой эффект имеет место в сплаве М5 [7].

железа в частицах в оболочках твэлов доходит до 30 %, в то время как в крупных выделениях в направляющих каналах и центральной трубе достигает лишь нескольких процентов. Это, по-видимому, связано с разницей в температуре облучения в оболочках твэлов, направляющих каналах и центральной трубе. Направляющие каналы и центральная труба облучаются при меньших температурах, чем оболочки твэлов, поэтому при нейтронном перемешивании выбиваемые из частиц атомы железа не могут вернуться обратно в частицы при этой температуре, происходит их выход в матрицу и, соответственно, обеднение самих выделений. По-видимому, при более высокой температуре облучения в оболочках твэлов диффузионная составляющая перемещения атомов превалирует над составляющей, связанной с процессами динамических соударений от взаимодействия с частицами излучения, и этого оказывается достаточно для обратного возвращения диффузионным путём большинства атомов железа. Заметное обеднение происходит лишь в частицах малого размера.

Относительно фазового состава следует также отметить, что средний размер глобулярных выделений в направляющих каналах и центральной трубе меньше, чем в остальных образцах, а концентрация выше. Скорее всего, это связано с различной термомеханической обработкой этих изделий.

Средний размер обработанных глобулярных частиц и их концентрация в исследованных образцах

Участок	Средний размер глобулярных частиц*, нм				Концентрация, 10^{19}м^{-3}			
	Твэл	НК	ЦТ	УК	Твэл	НК	ЦТ	УК
Газосборник	106,3	–	–	–	1,2	–	–	–
Дистанционирующая решётка:								
№ 14–15	112	–	–	114	1,28	–	–	1,36
№ 13–14	120	81	98	–	0,92	1,6	2,9	–
№ 11–12	125	85	91	104	1,11	1,5	2,6	1,8
№ 7–8	84,6	72	81	118	2,14	2,53	3,13	0,83
№ 3–4	110	95	106	118	1,05	1,7	2,05	1,75
Среднее значение	109,7	83,3	94	113,5	1,3	1,8	2,67	1,4

* Количество обработанных частиц в исследованных образцах от 300 до 1300 шт.

Высокое сопротивление радиационному формоизменению элементов конструкции ТВСА из сплава Э-635 соотносится с механическими свойствами этих элементов. Прочностные характеристики (пределы прочности и текучести) направляющих каналов

находятся на высоком уровне, превышающем при комнатной температуре уровень прочностных свойств оболочек твэлов. Это различие, по-видимому, обусловлено различием степени рекристаллизации этих изделий до облучения. Большое значение имеет сохранение запаса пластичности элементов конструкции ТВСА. Направляющие каналы, как и оболочки твэлов, имеют сравнительно высокие значения общего относительного удлинения – более 4,9 % при комнатной температуре. Учитывая, что эти элементы конструкции за шесть лет эксплуатации значительно окислились, а в процессе коррозии в них образовались гидриды, можно утверждать, что этот запас пластичности позволяет эксплуатировать эти элементы конструкции более длительное время.

Таким образом, показано, что:

1. Незначительные по сравнению со сплавом Э-110 изменения размеров оболочек твэлов, направляющих каналов, центральной трубы и уголков каркаса хорошо согласуются с данными по радиационному росту и радиационной ползучести, полученными на модельных образцах из сплава Э-635 в экспериментах по их облучению в реакторе БОР-60.

2. Структура оболочечных труб сплава Э-635 характеризуется неполной степенью рекристаллизации, а частично рекристаллизованное состояние структуры материала направляющих каналов, центральной трубы и уголков каркаса – значительной неравномерностью степени рекристаллизации по длине этих изделий.

3. Под влиянием облучения в структуре материала оболочек твэлов, направляющих каналов, центральной трубы и уголков каркаса происходит перераспределение легирующих элементов между частицами второй фазы, подавляющее большинство которой составляют ГПУ-частицы фазы Лавеса ($Zr(Nb,Fe)_2$), и твёрдым раствором матрицы, приводящим к трансформации частиц в β -Nb-фазу с ОЦК-структурой. Из поверхностных слоёв частиц железо выходит быстрее, чем из центральных, поэтому трансформация начинается раньше, что приводит к образованию блочной β -Nb-структуры и увеличению её блоков в размерах и количестве.

Список литературы

1. Волкова И.Н., Новосёлов А.Е., Кобылянский Г.П., Шишалова Г.В. Закономерности коррозионного поведения сплава Э-635 в элементах конструкции ТВСА при эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000. – Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2010 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 58–61.
2. Перегуд М.М., Новиков ВВ., Маркелов В.А. и др. Ползучесть сплава Э-635 применительно к изделиям ТВСА, ТВС-2 и их модификациям реакторов ВВЭР-1000. Материалы V Научно-практической конференции материаловедческих обществ России «Цирконий, металлургия, свойства, применение», Ершово, 24–26 ноября 2008 г. – М.: МИФИ, 2008. С. 101.
3. Кобылянский Г.П., Новосёлов А.Е., Обухов А.В. и др. Радиационные повреждения сплава Э-635 в элементах конструкций ТВС ВВЭР-1000 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, 2009. Вып. 93, № 2. С. 57–68.
4. 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.
5. Holt R.A. and Ibrahim E.F. Factors Affecting the Anisotropy of Irradiation Creep and Growth of Zirconium Alloys // Acta Metall., 1978. Vol. 126, № 8. P. 1319–1328.

6. Kobylyansky G., Novosyolov A., Ostrovsky Z. et al. Peculiarities of Structural and Behavior Changes of Some Zirconium Materials at Damage Doses of up to 50 dpa – The Effects of Radiation on Materials: 21st Int. Symp. – ASTM STP 1447.– University of Tennessee, US, Tucson, AZ, 2004. P. 102–107.
7. Bossis P., Thomazet J. and Lefebvre F. Study of the Mechanisms Controlling the Oxide Growth Under Irradiation: Characterization of Irradiated Zircaloy-4 and Zr-1Nb-O Oxide Scales. – Thirteenth International Symposium «Zirconium in the Nuclear Industry», G.D. Moan and P. Rudling Eds. – ASTM STP 1423. – ASTM International, West Conshohocken, PA, 2002. P. 190–221.

*И.Н. Волкова, А.Е. Новосёлов, Г.П. Кобылянский,
А.В. Обухов, В.А. Жителев*

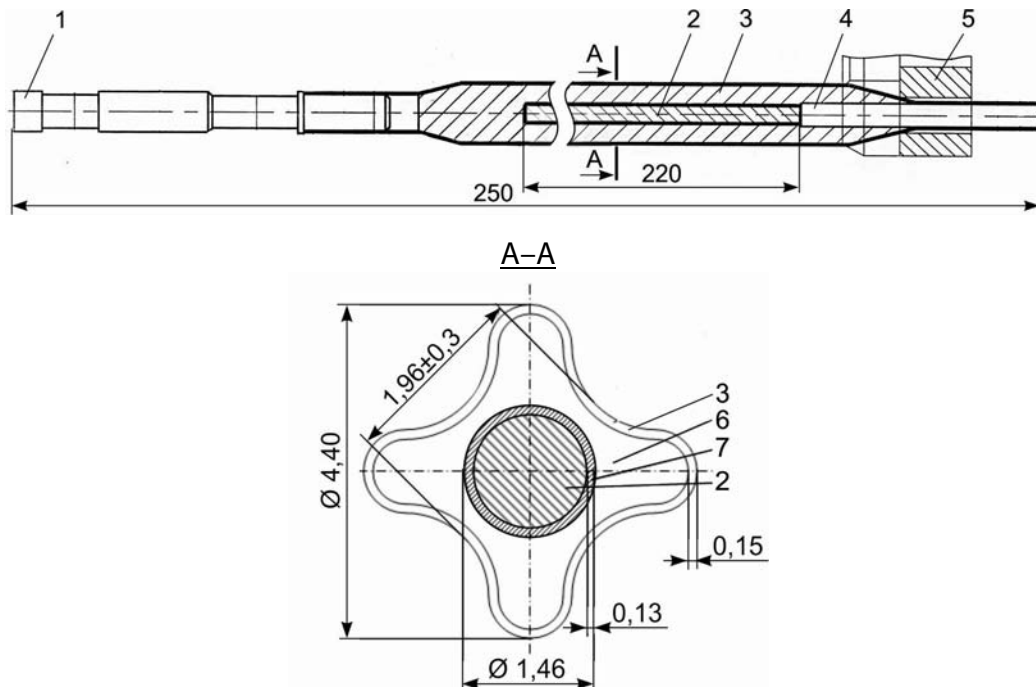
ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ПОД ОБЛУЧЕНИЕМ ОПЫТНЫХ МИНИТВЭЛОВ С МОНОЛИТНЫМ СЕРДЕЧНИКОМ ИЗ УРАН-МОЛИБДЕНОВОГО СПЛАВА

В целях снижения обогащения топлива исследовательских реакторов в ОАО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» разрабатываются различные варианты топливных композиций и конструкций твэлов. Завершающим этапом одной из проводимых работ стало изготовление стержневого элемента с монолитным уран-молибденовым топливным сердечником. Этот последний из предложенных к настоящему времени вариантов твэлов с ураноёмким топливом на основе сплавов урана с 6–9 % молибдена признан по итогам аналитических проработок и радиационных испытаний наиболее перспективным. Ранее были проведены испытания и получены данные по радиационной стойкости опытных твэлов стержневой и трубчатой конструкции с дисперсионными топливными композициями на основе (U-9 %Mo)-сплава. Результаты послереакторных исследований состояния минитвэлов с монолитным топливным сердечником, в котором содержание делящегося материала более высокое по сравнению с дисперсионным, изложены в настоящей работе.

Облучение экспериментальных минитвэлов с монолитным топливным сердечником проводилось в реакторе МИР в составе специально изготовленного облучательного устройства до среднего выгорания топлива около 80 %, после чего все минитвэлы были извлечены и перемещены в бассейн выдержки. В последующем для материаловедческих исследований были отобраны шесть минитвэлов (по два минитвэла с минимальным, средним и максимальным выгоранием топлива). Основной целью исследований было выявление особенностей структуры топливной композиции, её изменения под облучением, радиационной стойкости материалов и их совместимости, а также работоспособности твэлов в целом. Исследования проводились с применением методов металлографии, сканирующей электронной микроскопии и рентгеновского микроанализа.

Конструкция минитвэлов представляла собой стержень, в центре которого находился монолитный цилиндрический сердечник из (U-9 %Mo)-сплава, заключённый в плакирующую циркониевую оболочку, которая, в свою очередь, была расположена

в крестообразной оболочке, залитой силумином. Оболочка и концевые детали минитвэлов были изготовлены из циркониевого сплава Э-110. Обогащение топлива по урану-235 составляло 19,7 %.



Эскиз экспериментального минитвэла с монокристаллическим сердечником:

- 1 – заглушка верхняя; 2 – топливный сердечник; 3 – оболочка;
4 – заглушка нижняя; 5 – дистанционирующая решётка нижняя;
6 – контактный слой между сердечником и оболочкой;
7 – плакирующая оболочка*

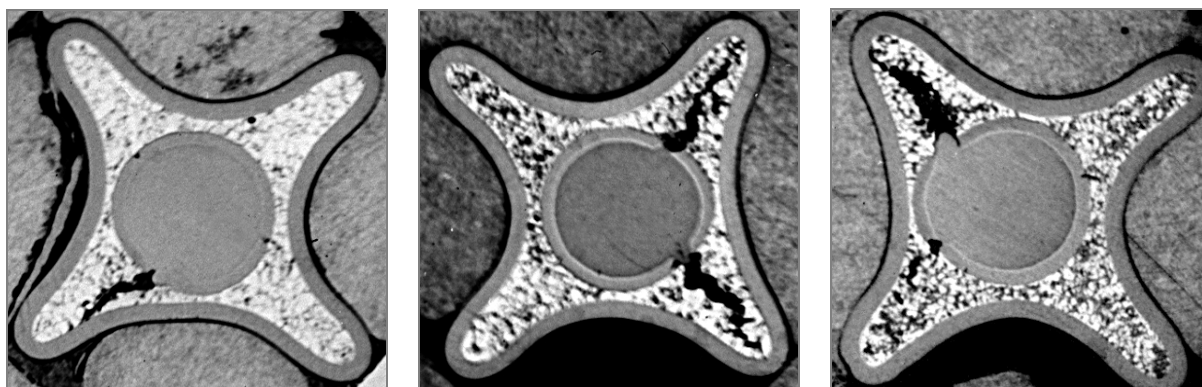
В период проведения реакторных испытаний параметры работы минитвэлов удовлетворяли следующим требованиям:

Давление теплоносителя на входе в рабочий канал с облучательным устройством	1,1–1,4 МПа
Температура теплоносителя на входе в рабочий канал с облучательным устройством	До 70 °С
Максимальная температура:	
топливного сердечника	До 250 °С
поверхности твэла	150 °С
Среднее выгорание топлива по урану-235	80 %

Все минитвэлы после испытаний сохранили свою форму: изгибов и изломов, каких-либо искривлений не выявлено. В ходе визуального осмотра были обнаружены три твэла, на поверхности которых зафиксированы глубокие трещины.

При проведении металлографических исследований поперечных сечений твэлов было обнаружено нарушение целостности плакирующей оболочки в виде трещин

или разрывов, а также выход части топлива в образовавшуюся щель и растрескивание силумина. Такого рода разрушение наблюдалось иногда на нескольких участках в одном и том же сечении минитвэла.

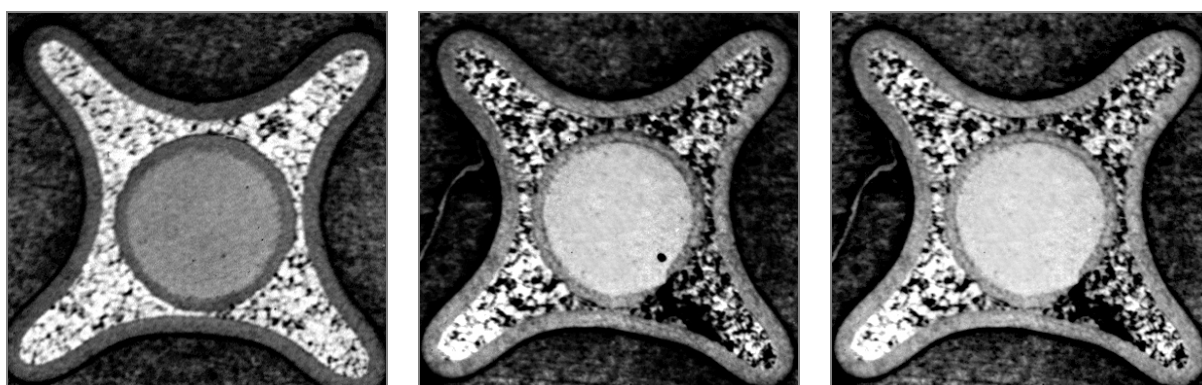


а

б

в

Макроструктура поперечных сечений минитвэла с максимальным выгоранием топлива, вырезанных на расстоянии 40 (а), 110 (б), 180 мм (в) от низа минитвэла

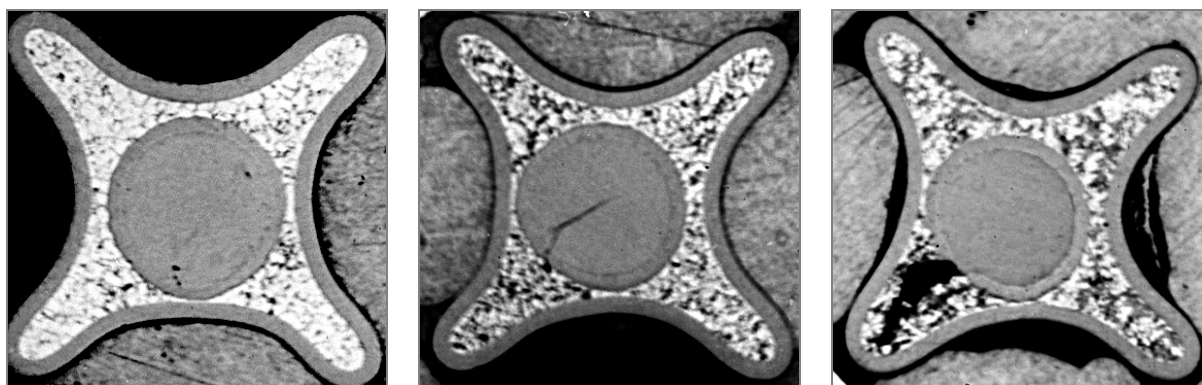


а

б

в

Макроструктура поперечных сечений минитвэла со средним выгоранием топлива, вырезанных на расстоянии 40 (а), 110 (б), 180 мм (в) от низа минитвэла



а

б

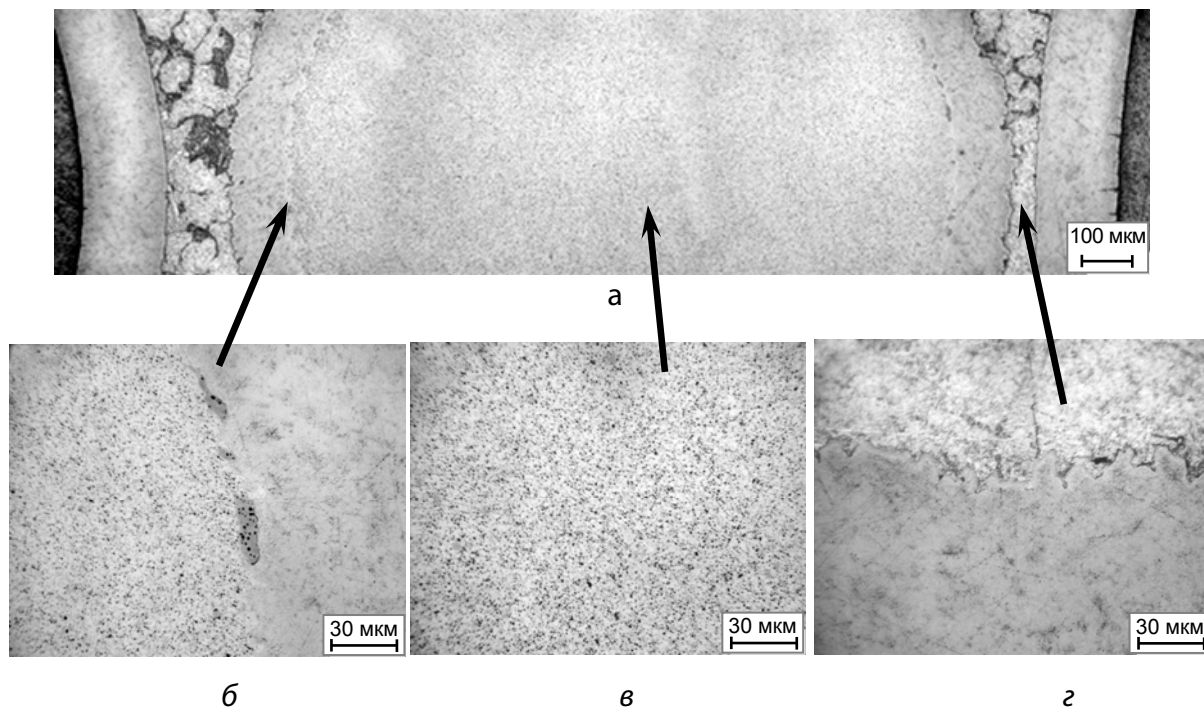
в

Макроструктура поперечных сечений минитвэла с минимальным выгоранием топлива, вырезанных на расстоянии 40 (а), 110 (б), 180 мм (в) от низа минитвэла

Во всех рассмотренных случаях растрескивание силумина произошло по направлению к вершинам рёбер минитвэлов. На исследованных образцах внешняя оболочка минитвэлов не подверглась разрушению, однако наблюдалось значительное изменение формы и угла наклона рёбер на тех участках, где имел место разрыв плакирующей оболочки и сильное растрескивание силумина. Конструкционную целостность сохранили только три образца, которые были вырезаны на расстоянии 40 мм от низа двух минитвэлов со средним выгоранием и одного минитвэла с минимальным выгоранием топлива.

При исследовании микроструктуры поперечных сечений минитвэлов на участках, подвергшихся разрушению, а также на участках, сохранивших целостность плакирующей оболочки, были выявлены некоторые особенности поведения минитвэлов под облучением, описанные ниже.

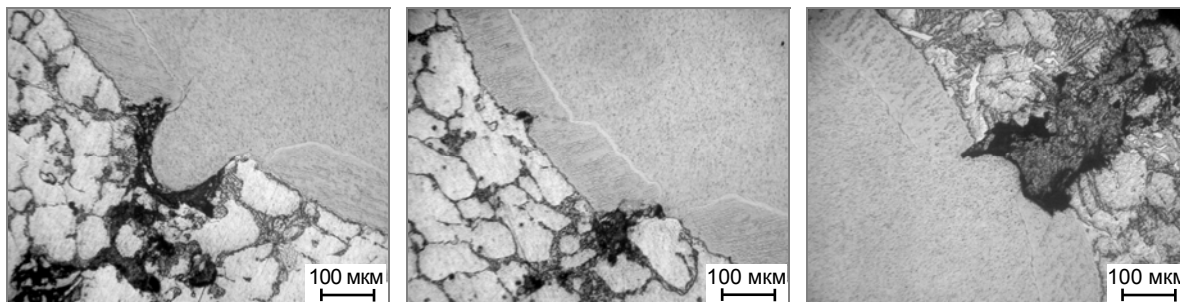
Облучение привело к образованию мелкой пористости в топливном сердечнике. Пористость топлива в центральной области сердечника минитвэла с максимальным выгоранием составила примерно 18 %. Плакирующая оболочка имела неровный край как на границе с топливным сердечником, так и на границе с силумином. Изображение микроструктуры минитвэла, а также характерных участков вдоль диаметра топливного сердечника представлены ниже.



Микроструктура участка минитвэла (а) с минимальным выгоранием топлива, вырезанного на расстоянии 40 мм от низа минитвэла: б – на границе топлива и оболочки, в – в центральной части топливного сердечника; г – на границе плакирующей оболочки с силумином

Силумин образует тонкий диффузионный слой как с внешней, так и с внутренней оболочкой минитвэла, толщина слоя взаимодействия в среднем составляет около 3–4 мкм, но на нескольких участках достигает примерно 10 мкм. В ходе исследований оксидная плёнка на поверхности минитвэлов не была обнаружена.

Ниже представлена микроструктура участков, на которых произошло растрескивание плакирующей оболочки минитвэла. На изображениях видно, что края плакирующей оболочки разошлись под давлением распухающего топливного сердечника, что, в свою очередь, привело к выходу топлива в образовавшуюся щель и растрескиванию силумина.



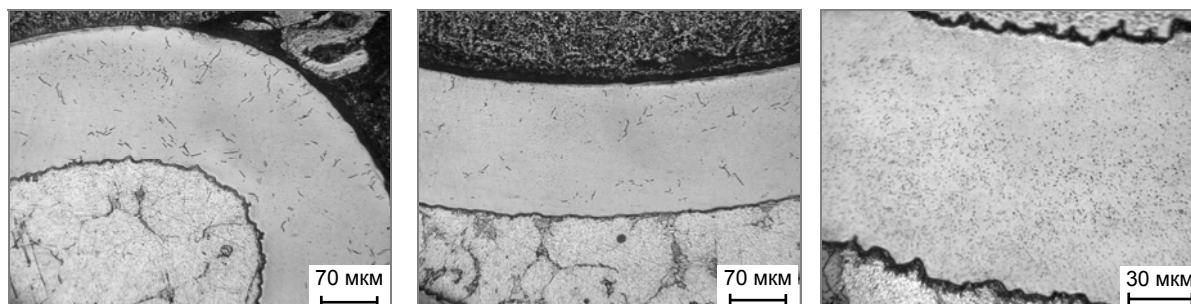
а

б

в

Микроструктура участков разрушения плакирующей оболочки минитвэлов с максимальным выгоранием топлива, вырезанных на расстоянии 40 мм от низа минитвэла (а, б), и со средним выгоранием топлива – на расстоянии 110 мм от низа минитвэла (в)

В результате травления на поверхности оболочек проявились гидриды.



а

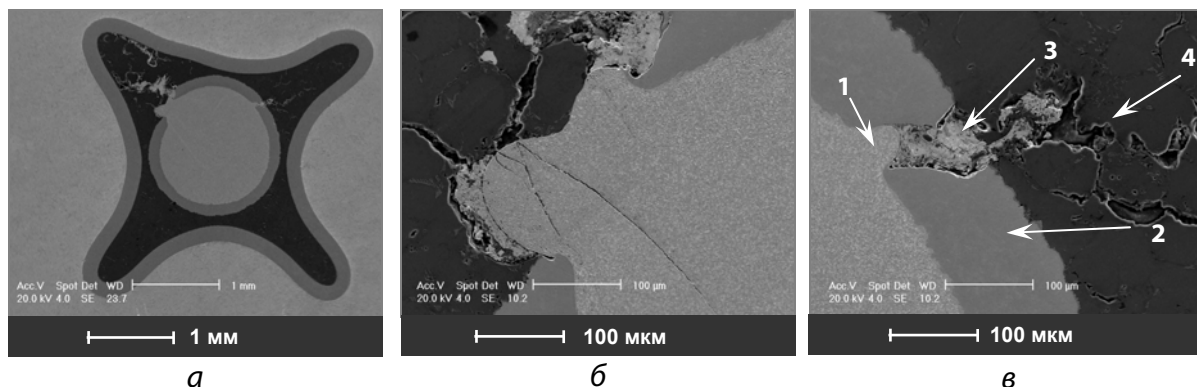
б

в

Микроструктура оболочек минитвэлов после травления: а – состояние внешней оболочки минитвэла на вершине ребра, б – состояние внешней оболочки минитвэла во впадине; в – состояние внутренней оболочки минитвэла

Ориентация гидридов имеет смешанный характер. На внешней оболочке встречаются как точечные, так и протяжённые гидриды. Закономерности в распределении гидридов по толщине внешней оболочки не было обнаружено. На внутренней (плакирующей) оболочке после травления проявились только точечные гидриды, плотность которых снижается при движении в направлении от внешней к внутренней поверхности.

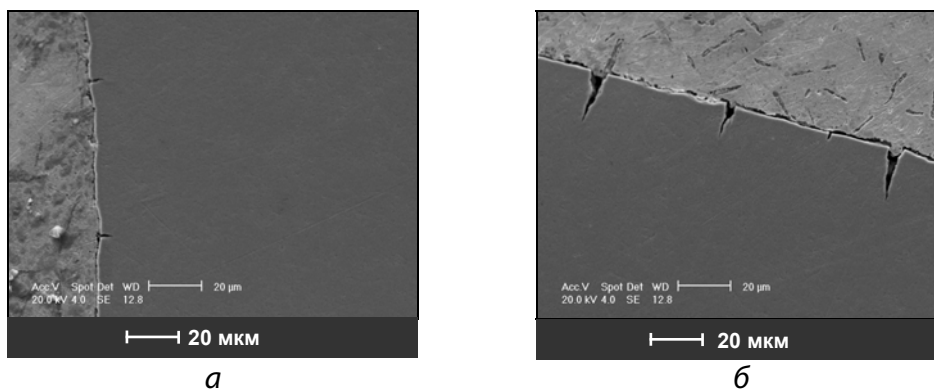
Для проведения дополнительных исследований поперечного сечения минитвэла с максимальным выгоранием топлива, вырезанного на расстоянии 100 мм от низа минитвэла, были использованы сканирующая электронная микроскопия (СЭМ) и электронно-зондовый рентгеновский микроанализ (ЭЗРМ).



Макроструктура поперечного сечения минитвэла (а) и микроструктуры зон разрушения (б, в), полученные методом СЭМ: 1 – топливо (U-Mo), 2 – циркониевая лакирующая оболочка, 3 – сплав Вуда, попавший на поверхность образца на стадии подготовки его к исследованиям, 4 – матрица из силумина

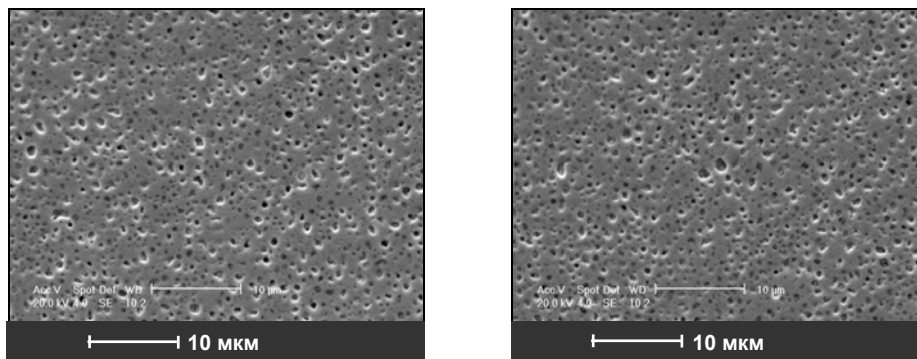
В этом сечении также обнаружено нарушение целостности лакирующей оболочки. В направлении левого верхнего ребра существует область её разрыва. Здесь раскрытие трещины составляет около 200 мкм. В направлении правого верхнего ребра находится вторая сквозная трещина. Раскрытие этой трещины составляет около 40 мкм. Уран-молибденовый сплав заполняет образовавшееся при раскрытии трещин пространство. В месте образования разрывов лакирующей оболочки в силумине обнаружены крупные полости.

С помощью сканирующего электронного микроскопа были измерена толщина лакирующей и внешней оболочек исследуемого минитвэла. Толщина наружной оболочки в районе на участках изгиба поверхности минитвэла равна 165 мкм. Измеренная толщина лакирующей оболочки составляет около 130 мкм. На внешней стороне наружной оболочки на участках изгиба поверхности минитвэла были найдены мелкие трещины. Наиболее крупные из них расположены в месте максимальной деформации оболочки. В других местах наружной оболочки трещины отсутствуют.



Микроструктура внешней оболочки минитвэла на участке изгиба (а) и максимальной деформации (б) оболочки минитвэла

Уран-молибденовый сплав обладает высокой пористостью. Его структура в центральной части топливного сердечника и на границе с плакирующей оболочкой показана на рисунке.



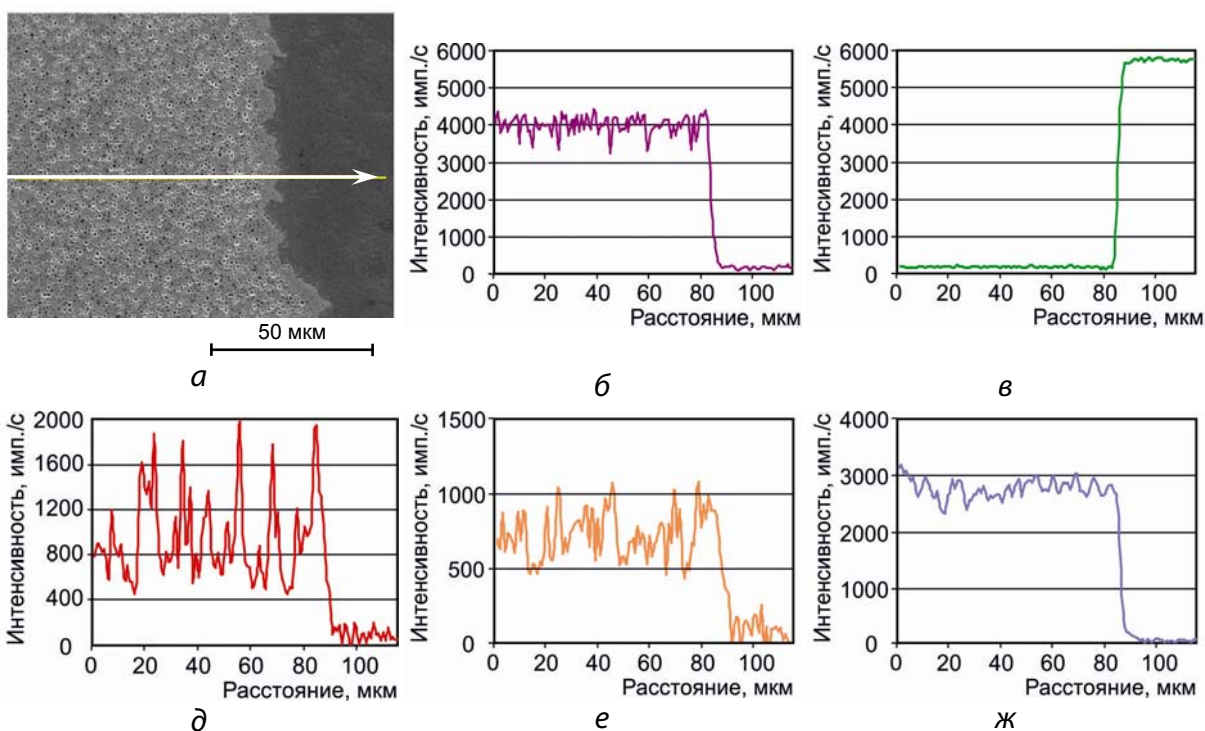
а

б

Микроструктура уран-молибденового сплава в центре (а) и на периферии (б) топливного сердечника минитвэла

Сравнение микроструктуры уран-молибденового сплава в центре и на периферии топливного сердечника не выявило их качественного отличия. В обоих случаях размеры пор изменяются в широком диапазоне и достигают максимального размера около 1,5 мкм.

На границе уран-молибденового сплава с плакирующей оболочкой существует тонкий слой, структурно отличающийся от остальной части сплава.



а

б

в

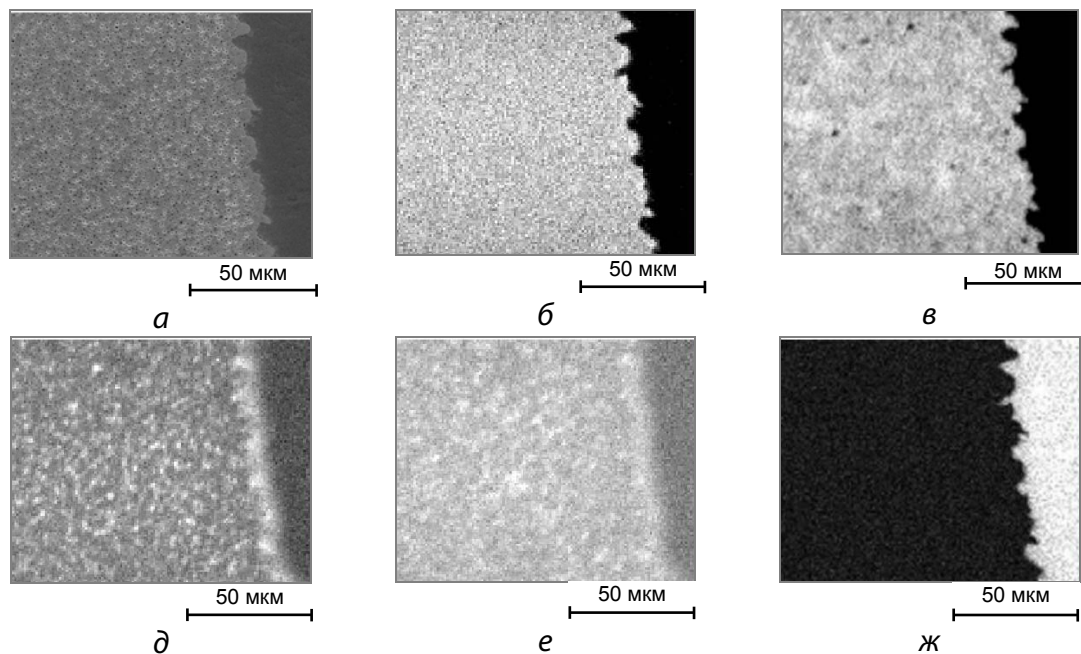
д

е

ж

Микроструктура участка топливного сердечника минитвэла на границе с плакирующей оболочкой (а) с указанием направления линии сканирования и распределение элементов в топливе вдоль линии сканирования:
б – циркония, в – молибдена, д – ксенона, е – цезия, ж – урана

Этот слой содержит меньшее количество пор. Для того чтобы выяснить, происходит ли образование этого слоя вследствие взаимодействия топливного сердечника с циркониевой оболочкой, был применён метод ЭЗРМ. Были получены концентрационные диаграммы и карты распределения урана, молибдена, циркония, ксенона и цезия на границе между топливным сердечником и циркониевой оболочкой.



Микроструктура участка топливного сердечника минитвэла на границе с плакирующей оболочкой (а) и карты распределения элементов на этом участке: б – урана, в – молибдена, д – ксенона, е – цезия, ж – циркония

Результаты ЭЗРМ показывают, что в условиях проведения данных реакторных испытаний взаимодействие уран-молибденового сплава с цирконием отсутствует. На границе с оболочкой минитвэлов содержание урана и молибдена резко уменьшается, а содержание циркония резко возрастает. Не происходит образования слоя взаимодействия. Продукты деления урана – ксенон и цезий – в основном объёме уран-молибденового сплава сосредоточены в микрообластях. Такими микрообластями могут являться газовые пузыри и выделения второй фазы. В приграничном с плакирующей оболочкой слое топливного сердечника содержание ксенона и цезия повышено, а пористость понижена. Таким образом, можно заключить, что в этом слое не произошло в полном объёме образования пор и выделения второй фазы. Продукты деления здесь ещё удерживаются уран-молибденовым сплавом.

В ходе проведённых исследований получены первые результаты о поведении под облучением экспериментальных минитвэлов с монолитным уран-молибденовым топливным сердечником. Наиболее вероятной причиной разрушения плакирующей оболочки, наблюдаемой в большинстве исследованных сечений минитвэлов, на сегодняшний день считается недостаточная отработанность технологии изготовления, а в результате – наличие концентраторов напряжений вблизи поверхности оболочки. Для подтверждения выдвинутого предположения необходимо провести материаловедческие исследования необлучённых минитвэлов. Изучение структуры негерметичных твэлов может также стать предметом последующих исследований.

В.В. Александров, А.В. Беляева, А.Е. Новосёлов, В.Ю. Шишин

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПУХАНИЯ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СТАЛИ X18H10T ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Настоящая работа является продолжением исследований механических свойств стали X18H10T – материала штанги исполнительного механизма стержня аварийного регулирования (ИМСАР) системы управления и защиты – в процессе облучения в реакторе БОР-60 при высокой температуре. В работе [1] были проанализированы условия эксплуатации стержня аварийного регулирования системы управления и защиты и результаты исследования микроструктуры и микротвёрдости металла штанги ИМСАР системы управления и защиты.

В 2011 году было изучено состояние материала штанги исполнительного механизма аварийного регулирования системы управления и защиты для уточнения зависимости физико-механических свойств, распухания и микроструктуры металла штанги от повреждающей дозы облучения (D).

Исходные данные по условиям эксплуатации, изготовлению ИМСАР2 и вырезки образцов для исследований также описаны в работе [1].

Для получения характеристик механических свойств облучённых образцов стали из различных позиций по высоте штанги ИМСАР2 были вырезаны заготовки (фрагменты), а затем с помощью установки электроэрозионной вырезки изготовлены пропорциональные плоские образцы I типа согласно ГОСТу 1497-84 с примерными размерами рабочей части: длиной 11,5 мм, шириной около 2,7 мм, толщиной около 2 мм. Вырезанные рабочие части образцов находились в области крупнозернистой части микроструктуры, что соответствует предполагаемой структуре металла шпилек малой и большой поворотных пробок (МПП и БПП). Образцы до испытаний измерили микрометром, получив точные значения ширины и толщины рабочей части образцов.

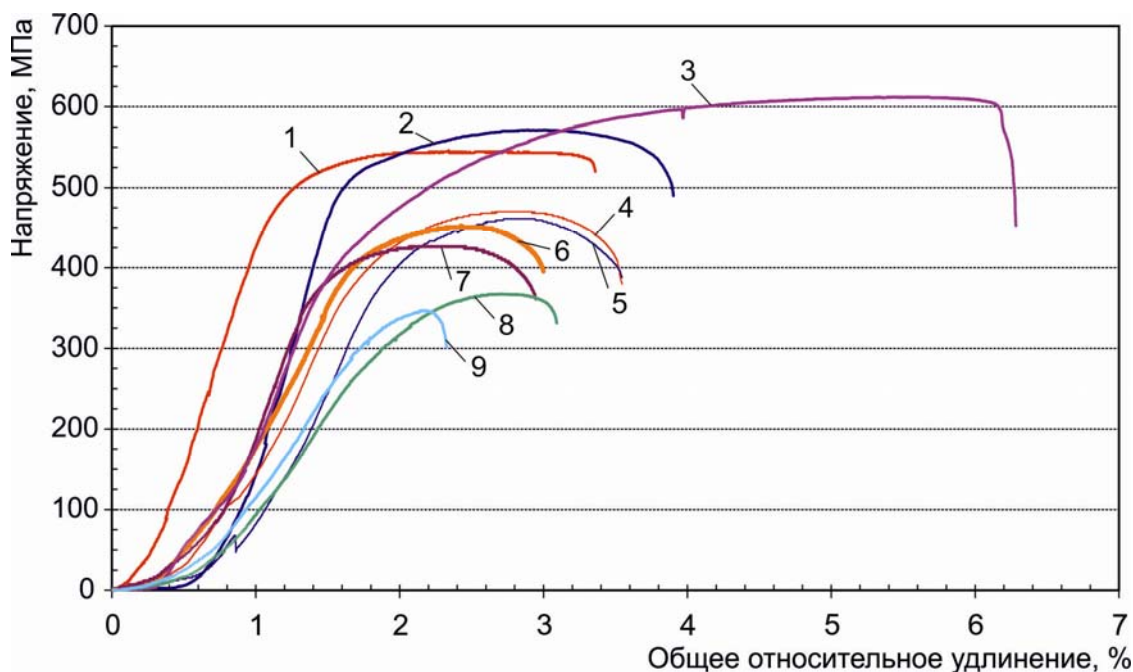
Для испытаний образцов были выбрана следующая температура испытаний ($T_{исп}$): 20, 500, 550 и 600 °C – для сравнения свойств металла при комнатной и максимальной рабочей температуре. Ниже на рисунке цифрами указаны следующие испытываемые образцы фрагментов штанги исполнительного механизма аварийного регулирования системы управления и защиты (в скобках указаны условия испытаний):

- 1 – образец фрагмента № 1 ($D = 4,0$ сна, $T_{исп} = 20$ °C);
- 2 – образец фрагмента № 1 ($D = 7,5$ сна, $T_{исп} = 20$ °C);
- 3 – образец фрагмента № 2 ($D = 0,03$ сна, $T_{исп} = 20$ °C);
- 4 – образец фрагмента № 1 ($D = 4,0$ сна, $T_{исп} = 500$ °C);
- 5 – образец фрагмента № 1 ($D = 7,5$ сна, $T_{исп} = 500$ °C);
- 6 – образец фрагмента № 1 ($D = 7,5$ сна, $T_{исп} = 550$ °C);

7 – образец фрагмента № 1 ($D = 4,0$ сна, $T_{исп} = 600$ °C);

8 – образец фрагмента № 2 ($D = 0,03$ сна, $T_{исп} = 500$ °C);

9 – образец фрагмента № 2 ($D = 0,03$ сна, $T_{исп} = 550$ °C).



*Инженерные кривые деформирования образцов
стали X18H10T, вырезанных из фрагментов штанги ИМСАР2,
при различной температуре испытания и повреждающей дозе*

Хорошо видно, что облучение приводит к упрочнению и охрупчиванию (снижению пластичности) образцов стали. С увеличением повреждающей дозы увеличиваются пределы текучести и прочности как при комнатной, так и при высокой температуре испытания, но при высокой температуре испытания прирост прочностных характеристик несколько меньше, чем при комнатной. Повышение температуры испытания образцов приводит к снижению характеристик прочности и пластичности как необлучённых, так и облучённых образцов.

Представляют интерес результаты испытания образца № 3 фрагмента № 2 (кривая 3 на рисунке) при комнатной температуре. При достаточно высокой прочности образца, облучённого до повреждающей дозы 0,03 сна, его характеристики пластичности также высоки. Это может быть связано с описанным в работе [2] эффектом движения «волны деформации» в облучённых нейтронами образцах стали X16H11 и возможным влиянием на процесс деформирования образца мартенсита деформации [3].

Полученные при испытаниях инженерные зависимости деформации образцов обработали и рассчитали характеристики механических свойств образцов стали

X18H10T. Облучённые образцы сравнивались с необлучёнными (исходными) образцами: образцом И-№ 1 ($T_{исп} = 20$ °С) и образцами И-№ 2–4 ($T_{исп} = 500$ °С).

**Характеристики механических свойств образцов стали X18H10T,
вырезанных из штанги ИМСАР2 реактора БОР-60**

№ образца	Температура испытания, °С	Повреждающая доза, сна	Предел текучести, МПа	Предел прочности, МПа	Равномерное удлинение, %	Общее относительное удлинение, %
И-1	20	0	270	550	52	62
И-2, И-3, И-4*	500	0	220	370	20	29
1	20	4,0	465	570	12	18
2	20	7,5	435	540	12,5	19
3	20	0,03	370	610	32	41
4	500	4,0	365	460	6,9	14,5
5	500	7,5	360	470	8,1	16,5
6	550	7,5	380	450	6,0	12
7	600	4,0	345	425	7,0	14
8	500	0,03	280	365	5,9	10
9	550	0,03	285	345	2,7	5,6

* Среднее значение по трём образцам.

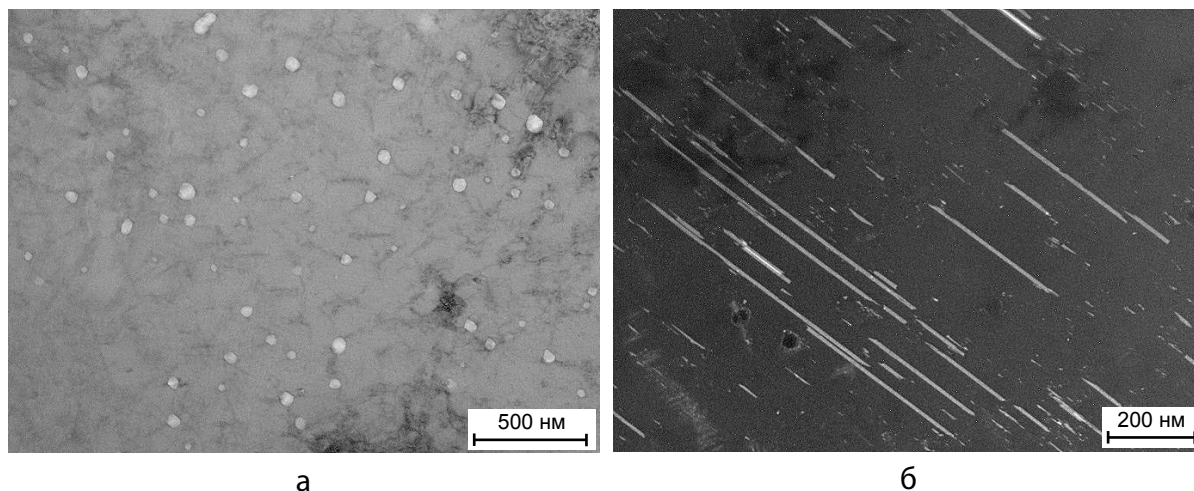
Один из главных методов исследования распухания – это трансмиссионная электронная микроскопия (ТЭМ). Распухание образцов вычисляется на основе расчёта объёмной плотности вакансионных пор. Исследования микроструктуры образцов методом ТЭМ проводились на электронном микроскопе JEM-2000 FXII при ускоряющем напряжении 120 кВ. Элементный анализ матрицы и выделений избыточных фаз проводился с помощью рентгеновского микроанализатора EDAX GENESIS XM-2-60.

Образцы для исследований микроструктуры были вырезаны после проведения металлографических исследований из первого фрагмента штанги исполнительного механизма стержня аварийного регулирования системы управления и защиты. Радиационно-индуцированные изменения микроструктуры материала оценивали по результатам трансмиссионной электронной микроскопии двух образцов, облучённых до повреждающих доз около 12 сна (образец А) и 3 сна (образец В).

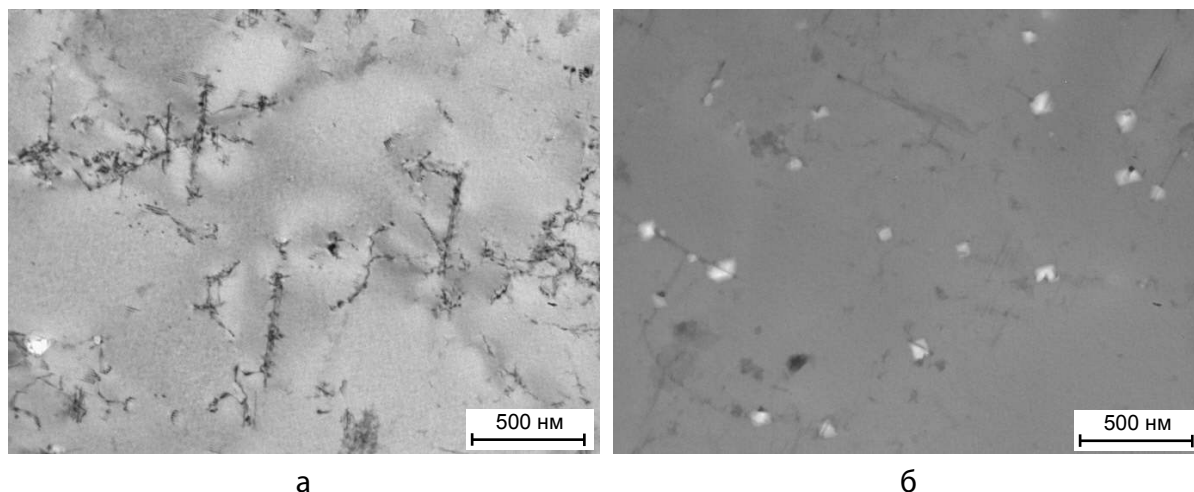
Общий вид микроструктуры стали в облучённом состоянии для обоих исследованных образцов практически однотипен. В объёме зерен материала образцов

наблюдаются поры, а также скопления радиационных дефектов в виде дислокационных петель и дефектов упаковки, размер и концентрация которых зависит от места в изделии, из которого был вырезан изучаемый образец.

У образца А с большей повреждающей дозой дислокационная структура более развита, что выражается в сформировавшейся ячеистой структуре сетки дислокаций, большом количестве мелких дислокационных петель и мелкодисперсных чёрных точек. Размер выделений второй фазы (TiC) не имел существенных отличий в сравнении с необлучённым образцом. Выделения второй фазы наблюдались как в объёме зёрен, так и на их границах.



*Микроструктура образца А:
а – пористость, б – дислокационная структура*



*Микроструктура образца В:
а – зерно с малой неоднородной пористостью,
б – зерно с повышенной пористостью*

В образце А наблюдалось практически равномерное распределение пор по объёму зёрен. Среднее значение величины набухания на основе подсчёта объёмной доли пор по четырём снимкам микроструктуры образца составило $(1,2 \pm 0,4) \%$. При этом диаметр пор – от 11 до 79 нм (средний диаметр пор (42 ± 5) нм), средняя концентрация пор для этого образца составила $2,1 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$.

Для образца В характерно наличие зёрен как с отсутствием пористости (с очень неоднородной, небольшой, примерно до 0,3 %), так и с повышенной (от 0,3 до 0,6 %, также неоднородной даже внутри одного зерна) пористостью. При этом диаметр пор составил от 13 до 100 нм (средний диаметр пор 46 нм), средняя концентрация пор – $0,52 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$. Распухание, оценённое по объёмной доле пор, можно охарактеризовать величиной $S = (0,3 \pm 0,3) \%$.

Дислокационные петли во всех рассмотренных образцах имеют преимущественную ориентацию в плоскостях скольжения типа {111}. Поэтому при векторе Бюргерса (\vec{g}), действующем в плоскости {110}, видимой оказывается четверть всех дислокационных петель. Диаметр дислокационных петель и дефектов упаковки для обоих образцов находился в интервале от 11 до 700 нм. Среднее значение диаметра дислокационных петель и размера дефектов упаковки составило 130 нм для образца А и 140 нм для образца В. При этом концентрация пор составила соответственно $2,6 \times 10^{21} \text{ м}^{-3}$ и $1,0 \times 10^{21} \text{ м}^{-3}$, что позволяет оценить плотность дислокаций: $1,03 \times 10^{15} \text{ м}^{-2}$ для образца А и $4,3 \times 10^{14} \text{ м}^{-2}$ для образца В.

Изменение характеристик структуры образцов, облучённых при примерно одинаковой температуре (около 500 °С) до повреждающих доз 3 и 12 сна, а именно: повышение концентрации пор и общей плотности дислокаций при примерно одинаковых размерах пор – позволяет говорить о том, что процесс набухания находится в инкубационной стадии. Можно предположить, что стадии ускоренного набухания и постоянного роста наступят позже при более высоких значениях повреждающей дозы.

По результатам оценки параметров пористости и дислокационной структуры можно сказать, что температура облучения образца А могла быть несколько выше, чем образца В.

Общие закономерности изменения параметров пористости, как-то: стабильность средних размеров пор, возрастание концентрации пор с увеличением повреждающей дозы и подобное изменение структуры дислокационных петель в исследованных образцах – позволяют сделать вывод о том, что процесс набухания находится в инкубационной стадии при повреждающей дозе до 12 сна и средней температуре облучения во время работе реактора на мощности около 500 °С.

Интересно сравнить полученные результаты исследования микроструктуры образцов, вырезанных из штанги исполнительного механизма стержня аварийного регулирования системы управления и защиты, с результатами исследования микроструктуры образцов из направляющей трубы исполнительного механизма стержня аварийного регулирования системы управления и защиты. Материал этих элементов практически одинаков. Отличие заключается в том, что в первом случае это материал стального стержня с диффузионной хромнитридной (ДХН) обработкой поверхности, а во втором случае – труба. Для каждого элемента существуют некоторые особенности

технологии производства, но заключительная термообработка и состав сталей одинаковых. Кроме того, образцы были вырезаны таким образом, что для исследований методом ТЭМ использовали слои металла достаточно далекие от поверхностных слоёв с ДХН-покрытием, то есть исследованию подверглись образцы из внутренних слоёв с примерно одинаковым составом и термообработкой материала.

Структура облучённого материала направляющей трубы так же, как и структура образца В, вырезанного из штанги исполнительного механизма стержня аварийного регулирования системы управления и защиты, характеризуется неравномерным распределением пор. Так как средний размер пор сравним с толщиной исследуемой фольги для ТЭМ, расчёт концентрации пор (С) проводили по формуле:

$$C = \frac{N}{d \cdot S_n}, \quad (1)$$

где N – количество пор на снимке, шт.;

d – средний диаметр пор, нм;

S_n – площадь области, для которой проводился подсчёт числа пор, м².

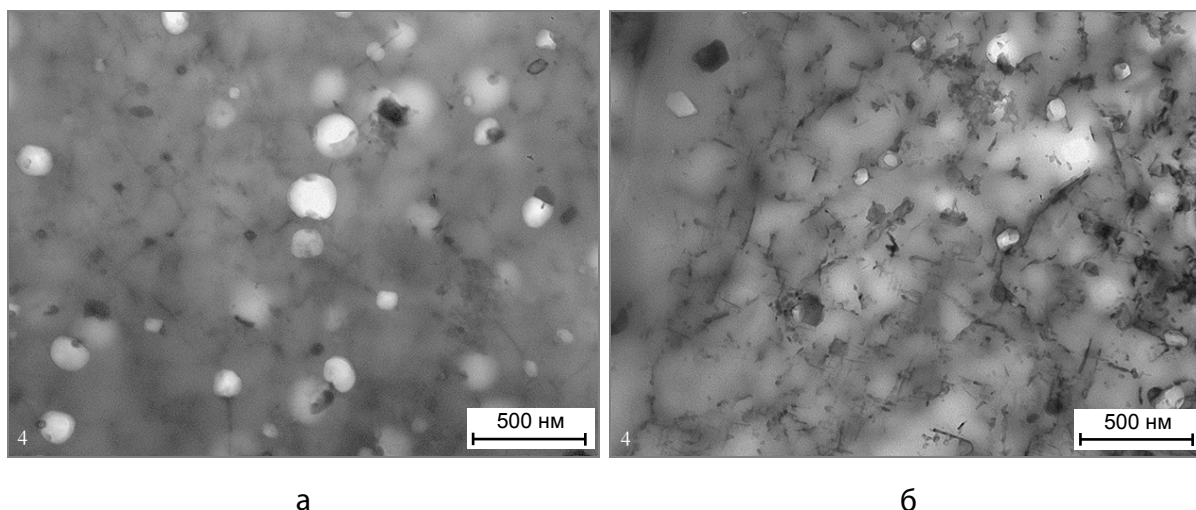
Средний диаметр (d) пор рассчитывали по формуле:

$$d = \frac{\sum d_i \cdot n_i}{\sum n_i}, \quad (2)$$

где n_i – число пор в i-м классе;

d_i – середина между границами класса (размер класса – 10 нм), нм;

$\sum n_i$ – среднее число пор во всех классах.

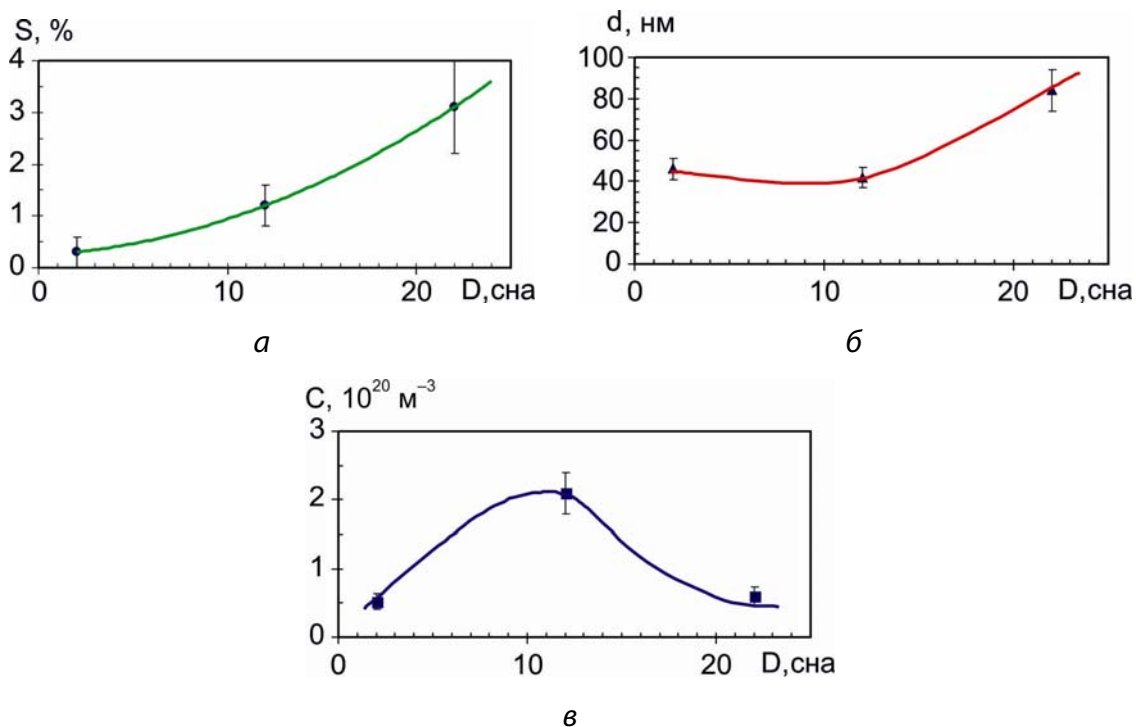


Микроструктура материала направляющей трубы ИМСАР СУЗ реактора БОР-60 на участках с повышенной концентрацией крупных (а) и мелких пор (б) [1]

**Результаты измерения и расчёта диаметра и концентрации пор
в материале образца направляющей трубы ИМСАР2, облучённого
до повреждающей дозы 21,5 сна при температуре облучения около 500 °С**

Образец	Средний диаметр пор (d), нм	Концентрация пор (C), м ⁻³	Средний объём пор (V), м ³	Распухание (S), %
НТ (направляющая труба)	84	0,6×10 ²⁰	5,0×10 ⁻²²	3,1

Построение зависимости параметров пористости от повреждающей дозы выше 12 сна возможно для образцов, вырезанных из штанги и направляющей трубы ИМСАР2. Образцы были облучены при практически одинаковых температурных условиях, и их химический состав также практически одинаков.



*Зависимость распухания (а), среднего диаметра пор (б)
и концентрации пор (в) от повреждающей дозы*

На приведённых выше графиках хорошо видно, что при более высокой повреждающей дозе происходит переход процесса распухания в стадию коалесценции, характеризующейся снижением концентрации пор и более резким возрастанием их размеров. Скорость распухания при увеличении повреждающей дозы от 12 до 21,5 сна (образец НТ) несколько возрастает, но не превышает при этом значения 0,2 %/сна. Дальнейшее увеличение повреждающей дозы до 28,5 сна, которое может

быть достигнуто на нижних частях шпилек и гайках к началу 2020 года, приведёт в соответствии с прогнозными оценками к распуханию в 4,5 %. Можно предположить, что при незначительной концентрации остальных дефектов структуры, как-то: вторичные фазы, дислокационные петли, дефекты упаковки и сетка дислокаций – распухание меньше 5 % не приведёт к заметным изменениям механических свойств образцов сталей, близких по составу к стали X18H9.

Направляющая труба исполнительного механизма стержня аварийного регулирования СУЗ в отличие от материала шпилек и плиты изготовлена из стабилизированной титаном стали X18H10T. Накопленное к настоящему времени значительное количество экспериментальных данных по поведению стали X18H10T в условиях облучения в реакторах БН даёт возможность использовать данный материал для прогнозирования поведения стали X18H9. Известно, что при температуре выше 400 °С сталь, стабилизированная титаном, имеет более низкие значения характеристик кратковременной пластичности по сравнению со сталью X18H9. Радиационное распухание сталей типа 12X18H10T как правило несколько выше, чем стали типа X18H9. При испытаниях на длительную прочность сталь X18H10T показывает более низкие значения деформационной способности в сравнении со сталью X18H9 [4]. Таким образом, при прогнозировании состояния материала шпилек МПП и БПП (X18H9) данные, полученные для стали X18H10T, можно рассматривать как консервативные.

Оценка данных, полученных на основе микроструктурных исследований, конечно, содержит элемент консервативности, связанный прежде всего с наблюдаемой значительной неоднородностью распределения пор во всех упомянутых образцах. Однако полученные результаты по оценке распухания (4,5 % при повреждающей дозе 28,5 сна) можно уже считать консервативными, так как они были сделаны на основе данных с максимальными значениями концентрации пор в образце из направляющей трубы.

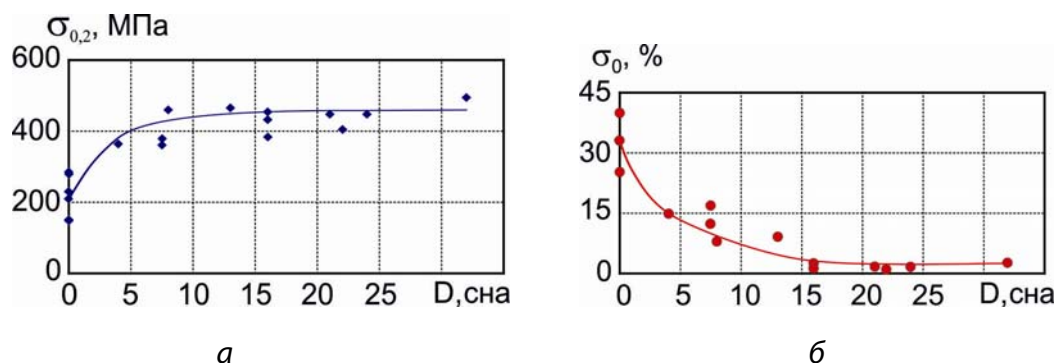
Можно также использовать и расчётные методы оценки распухания по предложенным в разных работах вариантам зависимости распухания от повреждающей дозы или флюенса и температуры облучения. Наиболее обоснованной для оценки распухания можно считать зависимость, приведённую в работе [5]:

$$S = 1,035 \cdot 10^{-4} (F/F_0)^{1,88} \cdot \exp[-1,825 \cdot 10^{-4} (T-470)^2], \quad (3)$$

где S – распухание образца, %;
 T – температура облучения, °С;
 F, F_0 – флюенс нейтронов, 10^{22} см^{-2} .

При температуре облучения 520 °С и флюенсе нейтронов $7,6 \times 10^{26} \text{ м}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$) расчёт по этой зависимости даёт величину распухания, равную 4,8 %. С учётом погрешности при задании условий облучения можно говорить о совпадении результатов различных оценок распухания ближнего к активной зоне конца шпилек малой поворотной пробки. Расчётная величина распухания (4,8 %) коррелирует с данными определения распухания экспериментальными методами (4,5 %).

Для оценки изменения механических свойств при высокой температуре облучения было проведено обобщение данных по механическим свойствам, полученным при изучении стали X18H10T, эксплуатировавшейся в составе изделий в реакторе БОР-60 (чехлы ТВС, направляющие гильзы СУЗ). Результаты исследований механических свойств стали типа X18H10T, облучённой при сопоставимых дозно-температурных условиях и расчётных параметрах облучения материала шпилек малой и большой поворотных пробок реактора БОР-60, приведены на рисунке.



Зависимость механических свойств стали X18H10T, облучённой при температуре 520–550 °С в реакторе БОР-60: предела текучести (а), общего относительного удлинения (б) – от повреждающей дозы облучения

Для более точной оценки изменения механических свойств сталей, близких по составу к материалу направляющей трубы, были использованы данные по образцам, вырезанным из чехлов ТВС и гильз СУЗ на расстоянии, равном или выше 200 мм относительно центральной плоскости активной зоны реактора. Кроме того, выбор значений механических свойств из базы данных проводился с учётом величины распухания, соответствующей максимальному распуханию фрагмента направляющей трубы ИМСАР СУЗ (около $(3,0 \pm 1,5)$ %) и предполагаемому распуханию материала шпилек малой и большой поворотных пробок. Результаты исследования механических свойств стали X18H10T показали, что при облучении в температурном интервале от 520 до 550 °С происходит достаточно резкое упрочнение материала уже при повреждающей дозе 7–10 сна.

При увеличении повреждающей дозы выше 7–10 сна предел текучести достигает насыщения на уровне около 400–500 МПа, а при увеличении дозы до 32 сна значения прочностных характеристик остаются практически на том же уровне.

Упрочнение сопровождается снижением характеристик пластичности: общее относительное удлинение необлучённых образцов – 40 %, при повреждающей дозе около 16 сна оно равно 0,8–2,1 %, а при повреждающей дозе около 22 сна снижается до 0,6–1,2 %. При дальнейшем увеличении повреждающей дозы вплоть до 32 сна наблюдается выход на некоторый уровень насыщения – около 0,8–2,0 %. Следует также отметить, что значения характеристик пластичности для нестабилизированной стали X18H9, из которой изготовлены шпильки МПП и БПП, предположительно будут несколько выше, а величина распухания ниже, чем значения, полученные для стали X18H10T [4].

**Механические свойства стали X18H10T,
облучённой в составе изделий в реакторе БОР-60**

Температура, °С		Флюенс нейтронов (E>0,1 МэВ), 10 ²² см ⁻²	Повреждающая доза, сна	Предел прочности, МПа	Предел текучести, МПа	Равномерное удлинение, %	Общее относительное удлинение, %
облучения	испытания						
550	550	3,0	16,0	460	435	2,1	2,1
				495	455	1,6	2,0
				395	385	0,8	0,8
550	550	4,0	21,0	475	450	1,2	1,2
540	540	1,6	8,0	505	460	7,6	7,6
540	540	2,7	13,0	580	465	8,7	8,7
520	520	4,1	22,0	425	405	0,6	0,6
520	20	4,1	22,0	680	490	16,1	16,1
500	500	5,0	24,0	480	450	0,9	1,2
520	500	6,0	32,0	580	495	1,8	2,4
–	20	–	–	491	196	38	40
–	500	–	–	289	152	20	40
–	550	–	–	270	150	20	40

Проведены исследования штанги ИМСАР2 системы управления и защиты, эксплуатировавшейся в течение 31,5 года при максимальной температуре 480–520 °С в реакторе БОР-60. За время эксплуатации максимальная повреждающая доза достигла 12 сна при флюенсе нейтронов $3,3 \times 10^{26} \text{ м}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$) в нижней части исполнительного механизма.

По результатам проведённых исследований можно сделать следующие выводы:

1. В исходном состоянии штанга исполнительного механизма стержня аварийного регулирования системы управления и защиты была изготовлена из стали 12X18H10T, в аустенизированном состоянии на поверхность которой было нанесено диффузионное хромнитридное покрытие. В результате процессов, проходящих при нанесении покрытия, в металле штанги была создана двухзонная структура с мелким зерном вблизи поверхности и крупным в центральной её части.
2. Распухание стали 12X18H10T, облучённой до повреждающей дозы 12 сна при температуре 480–520 °С, не превысило 1,2 %. При этом процесс распухания находился в инкубационной стадии, характеризуемой равномерным распределением

- пор диаметром от 11 до 79 нм по объёму зёрен со средней концентрацией пор $2,1 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$.
3. Получены новые данные по механическим свойствам стали 12Х18Н10Т, построена зависимость механических свойств при температуре испытания, близкой к температуре облучения (500–550 °С), от повреждающей дозы. Облучение привело к упрочнению и охрупчиванию стали при комнатной и высокой температуре испытания (500–550 °С), при этом в последнем случае прирост прочностных характеристик был меньше. Повышение температуры испытания образцов привело к снижению характеристик прочности и пластичности как необлучённых, так и облучённых образцов.
 4. Оценки распухания стали Х18Н10Т, произведённые на основе результатов экспериментов и расчётных формул, позволяют сделать экстраполяцию данных для более высокого флюенса нейтронов, соответствующего накопленному в шпильках малой и большой поворотных пробок к концу 2019 года. Такие оценки позволяют говорить о том, что величина распухания не превысит 5 % при температуре облучения 520 °С и флюенсе нейтронов $7,6 \times 10^{26} \text{ м}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ МэВ}$).
 5. Полученные в данной работе результаты в целом соответствуют основным закономерностям радиационной повреждаемости аустенитных коррозионно-стойких сталей при повышенной температуре облучения и позволяют использовать эти данные для обоснования степени радиационной повреждаемости шпилек малой и большой поворотных пробок реактора БОР-60.

Список литературы

1. Неустроев В.С., Белозёров С.В., Буланова Т.М. и др. Материаловедческие исследования штанги исполнительного механизма стержня аварийного регулирования АР2 после эксплуатации в реакторе БОР-60. – Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2010 г. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 65–71.
2. Гусев М.Н., Максимкин О.П., Токтогулова Д.А. Новое физическое явление в высокооблучённых нержавеющей сталях – «волны пластической деформации» – и его практическое использование // Вестник НЯЦ, 2008. Вып. 4. С. 27–33.
3. Марголин Б.З., Курсевич И.П., Сорокин А.А. и др. К вопросу о радиационном распухании и радиационном охрупчивании аустенитных сталей. Часть II. Физические и механические закономерности охрупчивания // Вопросы материаловедения, 2009. № 2 (58). С. 99–111.
4. Вотинин С.Н., Прохоров В.И., Островский З.Е. Облучённые нержавеющие стали. – М.: Наука, 1987. – 128 с.

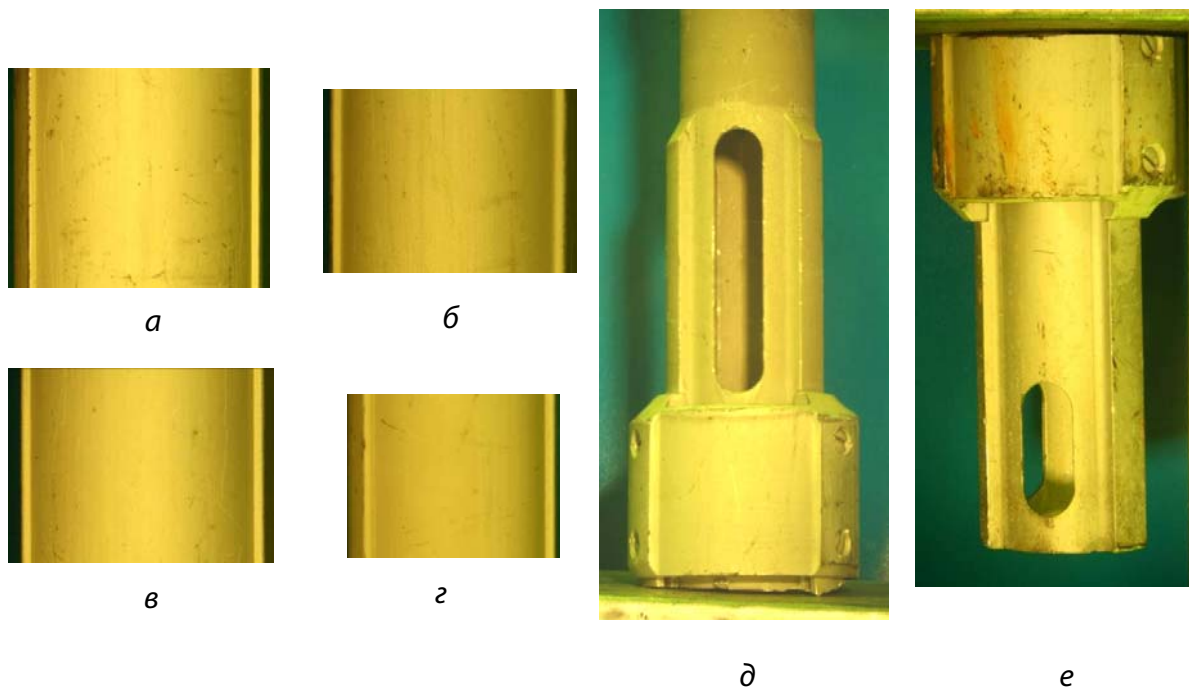
*В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, Е.И. Макаров,
Т.М. Буланова, А.А. Карсаков, А.В. Обухов, В.С. Слезко*

ОЦЕНКА СОСТОЯНИЯ ОТРАБОТАВШИХ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА МИР ПОСЛЕ ТРЁХ ЛЕТ СУХОГО ХРАНЕНИЯ

В ОАО «ГНЦ НИИАР» для обоснования безопасности сухого хранения уран-алюминиевого отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) проводится полномасштабный эксперимент по контролируемому сухому хранению ОТВС реактора МИР в специально созданном стенде на базе металлобетонного контейнера (МБК) с использованием транспортно-упаковочного комплекта ТУК-108/1.

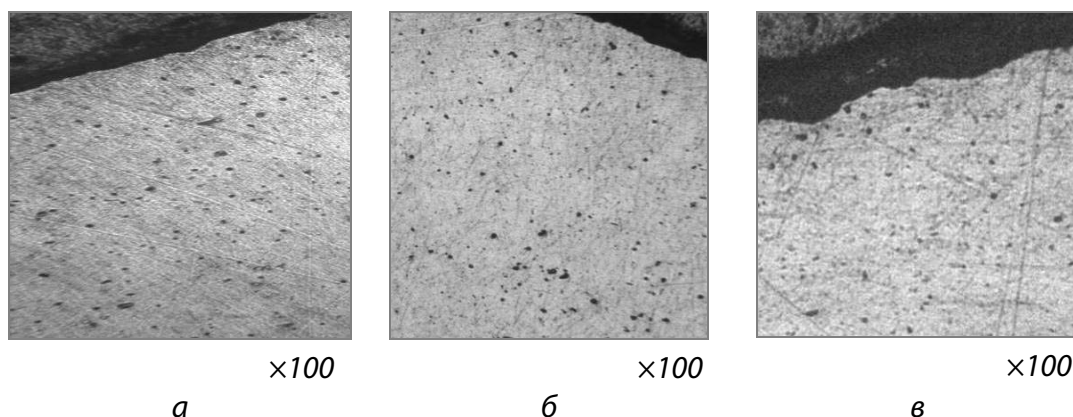
По истечении трёх лет сухого хранения из состава загрузки МБК для исследования была выбрана одна ОТВС реактора МИР. Выгорание выбранной для исследований ОТВС составило 56,2 % по урану-235, а срок водного хранения – пять лет, что лучше всего соответствовало предельным значениям выгорания топлива и срока водного хранения ОТВС, рекомендованных для перевода на сухое контейнерное хранение: выгорание должно быть не более 55 % по урану-235, срок водного хранения – не менее пяти лет.

Материаловедческие исследования состояния данной отработавшей тепловыделяющей сборки после трёхлетнего сухого хранения в стенде-контейнере показали, что перераспределения гамма-излучающих продуктов деления во время хранения ОТВС не происходило, оболочки твэлов сохранили герметичность. Значительного увеличения толщины оксидной плёнки и развития питтинговой коррозии на твэлах и концевых деталях отработавшей тепловыделяющей сборки тоже не обнаружено.



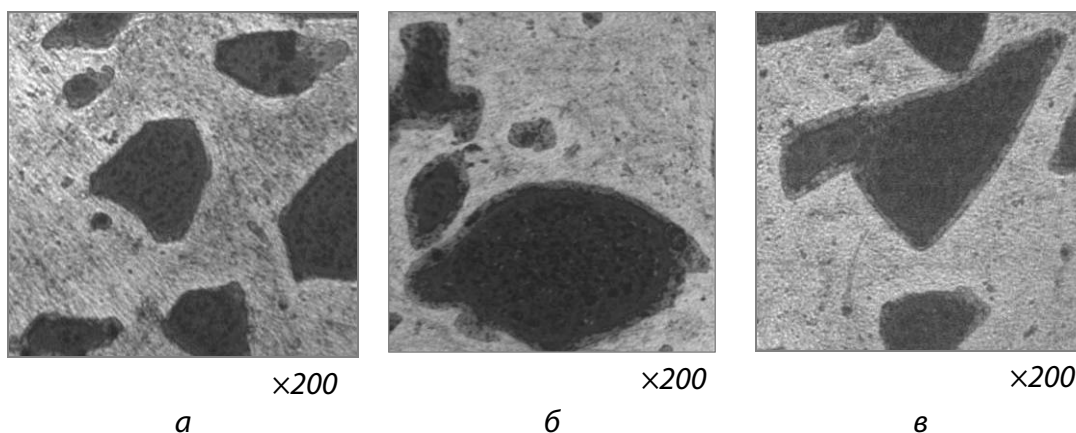
Внешний вид оболочек твэлов (а–г), верхних (д) и нижних (е) концевых деталей ОТВС реактора МИР

Кроме того, микроструктура оболочек имела вид, характерный для равновесного состояния алюминиевого сплава САВ-6.



*Микроструктура внешней оболочки
в верхней (а), средней (б) и нижней (в) части твэла ОТВС реактора МИР*

Стоит отметить, что взаимодействие топливных частиц с алюминиевой матрицей находилось на начальной стадии, спекания топливных частиц не наблюдалось, топливный сердечник (UO_2-Al) сохранил равномерную дисперсионную структуру, характерную для состояния после эксплуатации в реакторе до выгорания около 55 % по урану-235.



*Микроструктура внешней оболочки
в верхней (а), средней (б) и нижней (в) части твэла ОТВС реактора МИР*

Механические испытания показали наличие запаса прочностных и пластических свойств (предел прочности 230–250 МПа, общее относительное удлинение образца при разрушении 2,8–4,8 %), которые также характерны для состояния ОТВС после эксплуатации в реакторе до выгорания топлива около 55 % по урану-235. Значения данных характеристик гарантируют безопасное проведение транспортно-технологических операций с отработавшими тепловыделяющими сборками.

Результаты исследований не выявили какого-либо отрицательного влияния трёхлетнего контейнерного хранения на состояние ОТВС. А в совокупности с результатами, полученными ранее, они позволили обосновать длительный срок (до 50 лет) сухого контейнерного хранения ОЯТ уран-алюминиевого типа.

С.В. Павлов, П.А. Ильин, З.И. Чечёткина

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПОЖАРО- И ВЗРЫВОБЕЗОПАСНОСТИ ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ОТРАБОТАВШИХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА РБМК-1000

На АЭС с реакторами РБМК-1000 к настоящему времени накоплено большое количество отработавшего ядерного топлива. Основным способом обращения с подобным ОЯТ признан перевод его на сухое контейнерное хранение с последующим вывозом в централизованное хранилище ФГУП «Горно-химический комбинат» (г. Железнодорожск). Такой перевод проработан для кондиционных ОТВС, то есть пригодных для длительного сухого хранения. Способы обращения с некондиционными ОТВС в настоящее время разрабатываются. Одним из путей решения проблемы обращения с некондиционным ОЯТ является его переработка на ФГУП «ПО „Маяк“». Перевозка некондиционных, в основном негерметичных, ОТВС реактора РБМК-1000 должна осуществляться в герметичных ампулах в контейнере ТУК-11. В процессе временного хранения и транспортирования подобных ОТВС, содержащих негерметичные твэлы с водой под оболочкой, в контейнере ТУК-11 возникает опасность накопления продуктов радиолиза, в частности пожаро- и взрывоопасного водорода.

С целью верификации математических моделей образования радиолитического водорода в герметичных ампулах с некондиционными ОТВС реактора РБМК-1000 определяли кинетику накопления водорода в герметичной ампуле с четырьмя негерметичными твэлами реактора РБМК-1000 при температуре 30–40 °С и максимально возможной температуре газовой среды во время транспортирования подобных ОТВС – 80 °С.

Для эксперимента были выбраны четыре твэла реактора РБМК-1000, параметры которых: обогащение по ^{235}U (2,4 %), выгорание топлива (24,0 МВт-сут/кгU), срок водного хранения (10 лет) – обеспечивали консервативность оценки кинетики образования водорода.

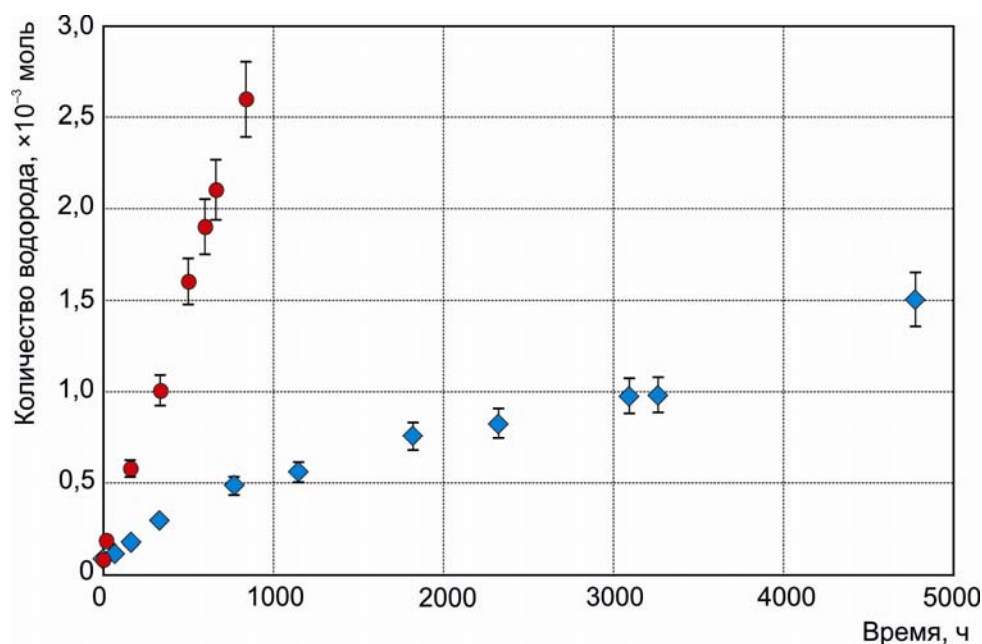
Перед установкой в ампулу у всех четырех твэлов были срезаны верхние заглушки. Для эффективного заполнения водой свободного внутреннего объема твэлов из ампулы с твэлами предварительно откачивали воздух до того момента, пока давление в ампуле не стало около 100 Па, после чего в ампулу начали подавать воду. Когда ампула наполнилась, воду из ампулы с твэлами сливали под давлением аргона.

После герметизации ампулу с твэлами около 3250 ч хранили в защитной камере при температуре около 30 °С, периодически осуществляя отбор проб газовой среды из ампулы. Затем ампулу в герметичном состоянии около 1500 ч хранили в бассейне выдержки при температуре около 40 °С, после чего её вернули в защитную камеру и выполнили отбор газовой среды. Анализ состава проб газовой среды проводили на масс-спектрометре по методике масс-спектрометрического анализа состава газов в твэлах.

После завершения эксперимента по изучению кинетики накопления водорода при температуре 30–40 °С из газосборников всех четырех твэлов с помощью шприца удалили воду. Затем твэлы были загружены в ампулу внутрикамерного стенда для моделирования условий сухого хранения. После герметизации в ампуле с твэлами с помощью электрообогреваемого модуля стенда поддерживалась температура около 80 °С.

Хранение ампулы с твэлами при такой температуре осуществляли около 900 ч. Во время хранения аналогично эксперименту при 30–40 °С периодически осуществляли отбор и анализ проб газовой среды из ампулы с твэлами.

Кинетика образования радиолитического водорода в ампуле с четырьмя облучёнными негерметичными твэлами реактора РБМК-1000 при температуре 30–40 °С и 80 °С представлена на рисунке.



Кинетика образования радиолитического водорода в ампуле с негерметичными твэлами реактора РБМК-1000 при температуре 30–40 (●) и 80 °С (◆)

Полученные экспериментальные данные позволили верифицировать расчётные модели для обоснования пожаро- и взрывобезопасности перевозки некондиционных ОТВС реактора РБМК-1000 без предварительной осушки в герметичных ампулах.

На основании полученных результатов и верифицированных моделей проведено обоснование безопасности и осуществлена перевозка некондиционных ОТВС реактора РБМК-1000 с Ленинградской АЭС на завод ФГУП «ПО „Маяк“» без предварительной осушки в герметичных ампулах в составе контейнера ТУК-11.

С.В. Павлов, П.А. Ильин, В.Г. Теплов

ВВОД В ОПЫТНУЮ ЭКСПЛУАТАЦИЮ СТЕНДА ПРОМЕЖУТОЧНОЙ ИНСПЕКЦИИ ТВЭЛОВ В БАССЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ РЕАКТОРА МИР

В водяных петлевых установках реактора МИР проводят различные виды испытаний твэлов энергетических реакторов с целью экспериментального обоснования их работоспособности в условиях, моделирующих эксплуатацию в активной зоне ре-

актора. Для экспериментального обоснования требуются данные, характеризующие кинетику изменения состояния твэлов, а также отдельных параметров (например, диаметра оболочки и длины твэла, толщины оксидной плёнки и других) в зависимости от выгорания топлива. Для этого в процессе испытаний во время плановых остановок реактора МИР необходимо выполнять промежуточные исследования твэлов.

Стенд инспекции, разработанный и изготовленный в ОАО «ГНЦ НИИАР», предназначен для проведения промежуточных исследований состояния твэлов наружного ряда экспериментальных тепловыделяющих сборок в бассейне выдержки реактора МИР. Проводится визуальный осмотр ЭТВС и твэлов, а также измерение диаметра и толщины оксидной пленки на оболочках твэлов без извлечения их из пучка. Кроме того, имеется возможность определения основных геометрических параметров ЭТВС и твэлов.

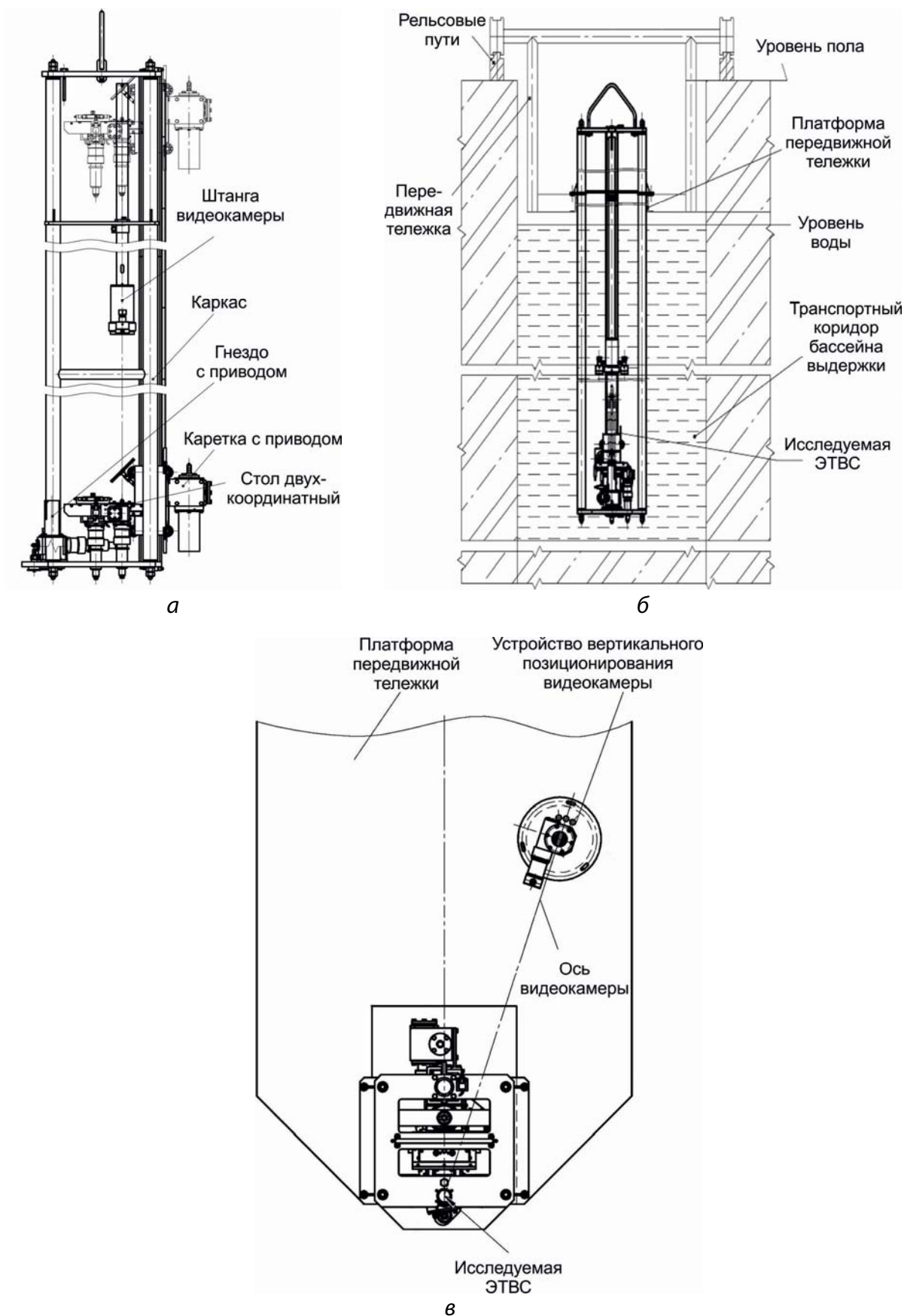
В состав стенда инспекции входят следующие основные узлы:

- ◆ каркас для размещения оборудования стенда инспекции в бассейне выдержки реактора;
- ◆ гнездо с приводом для закрепления и вращения ЭТВС;
- ◆ стол двухкоординатный для размещения модулей измерения диаметра или толщины оксидной плёнки и перемещения их относительно ЭТВС в горизонтальной плоскости;
- ◆ каретка с приводом для перемещения закреплённого на ней двухкоординатного стола вдоль вертикальной оси ЭТВС.

Основные технические характеристики стенда инспекции

Параметр	Значение
Длина, мм	750
Ширина, мм	480
Высота, мм	4500
Вертикальное перемещение двухкоординатного стола, мм	4300
Продольное перемещение нижней каретки двухкоординатного стола, мм	70
Поперечное перемещение верхней каретки двухкоординатного стола, мм	50
Посадочный диаметр гнезда для закрепления ЭТВС, мм	45

Визуальный осмотр, измерение изменения длины твэлов наружного ряда ЭТВС, а также контроль положения измерительных датчиков относительно исследуемого твэла осуществляют с помощью двух цветных телекамер с комплектами светильников, размещённых для предотвращения попадания внутрь воды в герметичных корпусах. Одна из телекамер при помощи отдельного устройства вертикального позиционирования установлена на расстоянии около 1400 мм от ЭТВС, а вторая – закреплена неподвижно на штанге под верхней плитой стенда инспекции ниже уровня воды.



Конструктивная схема и расположение оборудования стенда инспекции в бассейне выдержки реактора МИР: а) вид сбоку; б) вид спереди; в) вид сверху

Для определения диаметра твэлов наружного ряда ЭТВС используют модуль измерения диаметра. В состав модуля входят два датчика перемещения, рассчитанные на работу в воде.

Толщину оксидной плёнки на поверхности оболочек твэлов наружного ряда ЭТВС определяют при помощи специализированного измерителя толщины оксидной плёнки циркония в комплекте с вихретоковым датчиком.

При необходимости на двухкоординатном столе станда инспекции устанавливают один из двух измерительных модулей, который совместно с приводами двухкоординатного стола обеспечивает наведение датчика на исследуемый твэл, подведение/отведение и автоматическое базирование датчика относительно поверхности твэла.

Перемещение двухкоординатного стола в горизонтальной плоскости, телекамеры по вертикали, а также вращение ЭТВС осуществляют с помощью подводных шаговых двигателей. Угол поворота ЭТВС, различные координаты двухкоординатного стола определяются системой управления станда инспекции и выводятся на экран монитора.

Погрешность определения диаметра твэлов наружного ряда ЭТВС с помощью модуля измерения диаметра составляет ± 15 мкм в диапазоне измерения $(9,5 \pm 0,5)$ мм. Погрешность измерения толщины оксидной пленки на поверхности оболочек твэлов наружного ряда ЭТВС с помощью вихретокового датчика составляет ± 8 мкм в диапазоне измерения от 0 до 400 мкм. Ниже приведены значения погрешности измерения основных геометрических параметров ЭТВС и твэлов с помощью телевизионной системы станда инспекции.

Значения допустимой погрешности измерения основных геометрических параметров ЭТВС и твэлов

Измеряемый параметр	Номинальное значение	Погрешность измерения
Высота ЭТВС, мм	≤ 1200	$\pm 0,5$
Длина твэлов наружного ряда ЭТВС, мм	≤ 1200	$\pm 1,0$
Расстояние между дистанционирующими решётками, мм	≤ 1000	$\pm 0,5$
Разновысотность твэлов наружного ряда ЭТВС, мм	≤ 4	$\pm 0,5$

Приведённые выше действительные значения допустимой погрешности измерений уточняются по результатам испытаний и метрологической аттестации измерительных систем в составе станда инспекции.

После изготовления станда инспекции были выполнены пуско-наладочные работы и проведена проверка работоспособности его основных систем. В качестве объекта исследований выбрана одна из ЭТВС, облучаемых в петлевой установке реактора МИР.

Цели работы:

- ♦ проверка работоспособности механических узлов и измерительно-управляющей системы станда инспекции, а также его измерительных модулей: устройства измерения диаметра твэлов и устройства измерения толщины оксидной плёнки;
- ♦ отработка на воздухе методики проведения инспекции твэлов в бассейне выдержки реактора МИР на макете ЭТВС;

- ♦ определение возможности использования стенда инспекции для проведения инспекции ЭТВС, содержащей облучённые твэлы, в бассейне выдержки реактора МИР;
- ♦ проведение визуального осмотра и пробных измерений толщины оксидной плёнки и диаметра оболочки облучённых твэлов ЭТВС в бассейне выдержки реактора МИР.



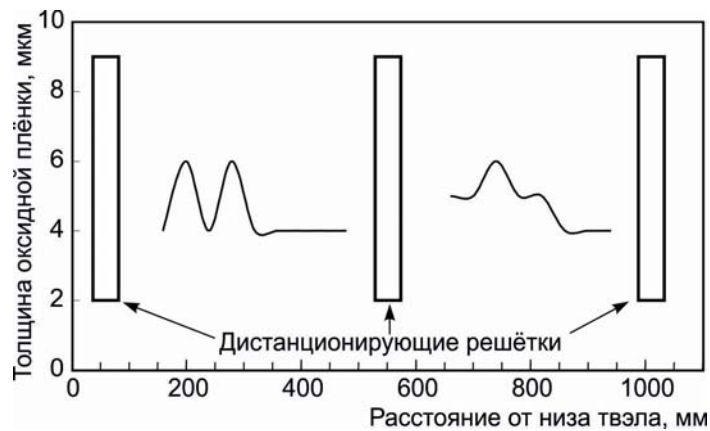
а



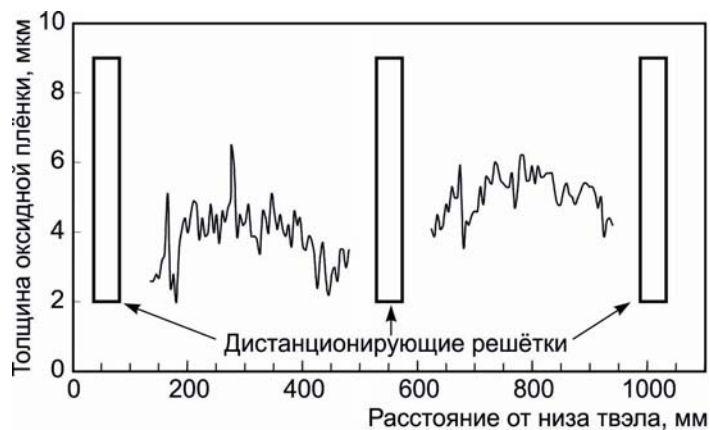
б

Внешний вид стенда инспекции при транспортировке (а) и размещении (б) в бассейне выдержки реактора МИР

Ниже представлены результаты измерений толщины оксидной пленки на оболочке одного из облучённых твэлов ЭТВС.



а



б

Распределение толщины оксидной плёнки на поверхности оболочки по длине опытного твэла ЭТВС при шаге измерений 40 мм (а) и 5 мм (б)

По результатам проведённых испытаний принято решение о вводе в опытную эксплуатацию стэнда промежуточной инспекции твэлов в бассейне выдержки реактора МИР.

Таким образом, в ОАО «ГНЦ НИИАР» создана уникальная унифицированная установка, полностью адаптированная к условиям бассейна выдержки реактора МИР и позволяющая проводить промежуточные исследования облучённых твэлов во время плановых остановок реактора. Внедрение стэнда инспекции значительно сокращает общую продолжительность реакторных исследований твэлов и даёт возможность получить более достоверные данные, поскольку отпадает необходимость в периодическом длительном расхолаживании ЭТВС перед извлечением её на воздух, транспортировке и полной или частичной разборке/сборке ЭТВС в защитной камере.

В настоящее время стэнд инспекции успешно используется для выполнения промежуточных исследований опытных твэлов водоохлаждаемых энергетических реакторов, облучаемых в составе ряда ЭТВС в петлевых установках реактора МИР.

*А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижатов,
П.А. Ильин, С.В. Михайлов, С.В. Павлов*

ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ УСТАНОВОК ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ

Теплофизические свойства являются одними из основных характеристик, которые требуются для обоснования работоспособности элементов активных зон любых ядерных реакторов. Поэтому в Программе разработки топлива для газоохлаждаемого реактора ГТ-МГР было предусмотрено создание участка высокотемпературных теплофизических исследований. В настоящее время в ОАО «ГНЦ НИИАР» приобретены и размещены в защитной камере две установки для измерения температуропроводности, теплоёмкости и тепловых эффектов в диапазоне температуры от 20 до 1600 °С. Планируется также приобрести установку для измерения коэффициента термического расширения.

Установка для измерения температуропроводности LFA 427. На основании анализа соответствующей литературы и опыта работы для установок ОАО «ГНЦ НИИАР» был выбран так называемый импульсный метод измерения температуропроводности, предложенный Паркером*. Суть его заключается в следующем. На лицевую поверхность образца лазер посылает кратковременный импульс световой энергии. Поглотив этот импульс, лицевая сторона нагревается, и тепло начинает распространяться по образцу. Изменение температуры противоположной поверхности образца регистрируется пирометром. Сигнал проходит через усилитель и регистрируется на экране персонального компьютера. Температуропроводность образца определяется по кривой изменения температуры от времени.

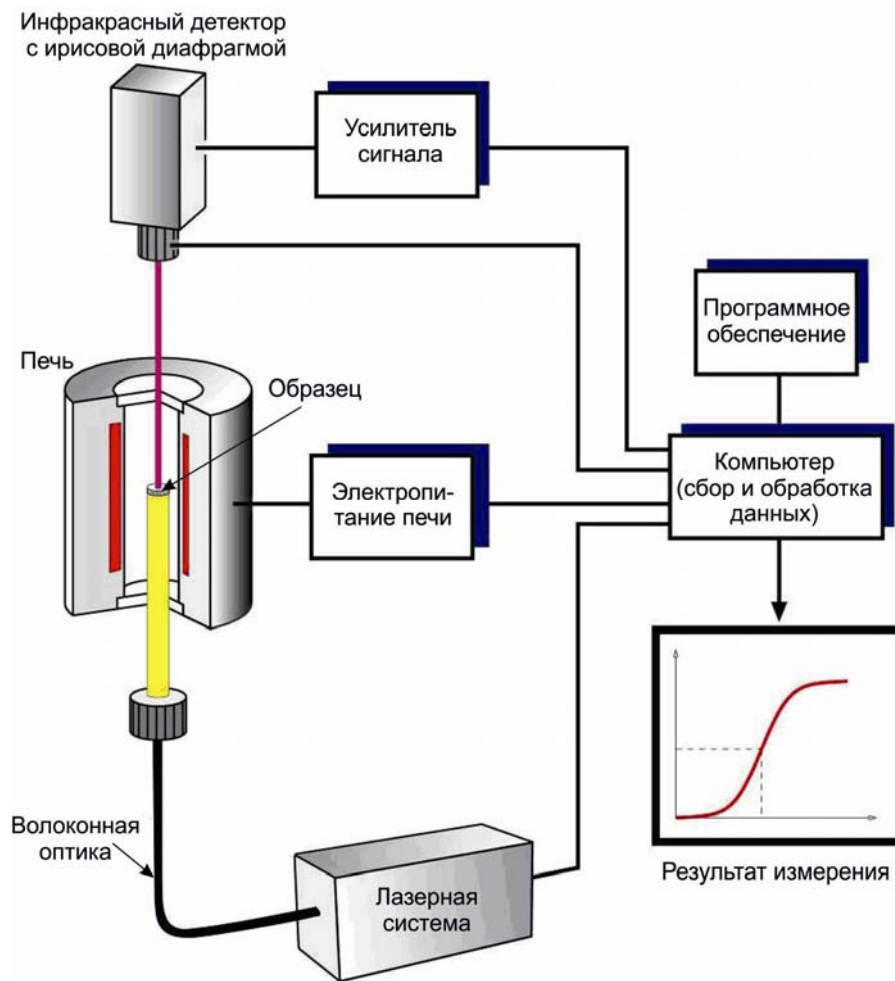
Теплопроводность (λ) рассчитывается из известных значений температуропроводности (α), изobarной удельной теплоёмкости (C_p) и плотности (ρ) по формуле:

$$\lambda = \alpha \cdot C_p \cdot \rho$$

Установка для измерения температуропроводности методом лазерной вспышки LFA 427, изготовленная фирмой NETZSCH (Германия), была приобретена и введена в эксплуатацию в 2011 году. Применение новейших достижений в области лазерно-импульсного нагрева, высокоскоростной двухцветной пирометрии, уникальное программное обеспечение для обработки полученной информации и многое другое делает эту установку поистине уникальной.

Механическая часть установки для измерения температуропроводности размещается в защитной камере, оснащённой смотровым окном, а система управления находится в операторском помещении.

* Parker W.J., Jenkins R.J., Butler C.P., Abbot G.L. Flash method of determining thermal Diffusivity, heat capacity and thermal conductivity// J. Appl. Physics, 1961. V. 32, № 9. P. 1679–1684.



Принципиальная схема установки для измерения температуропроводности материалов



Общий вид установки для измерения температуропроводности:
 1 – высокотемпературная трубчатая печь; 2 – блок измерения вакуума и газового потока; 3 – стойка; 4 – вентилятор; 5 – механизм перемещения печи; 6 – электрический щит; 7 – двигатель для подъёма/опускания печи



Общий вид системы управления и измерительной части установки для измерения температуропроводности: 1 – лазер высокой мощности SW040II; 2 – охлаждающий термостат с замкнутой циркуляцией; 3 – устройство, включающее блок питания и трансформатор; 4 – блок управления лазером; 5 – блок управления инфракрасным датчиком

В специальной выгородке операторского помещения размещены:

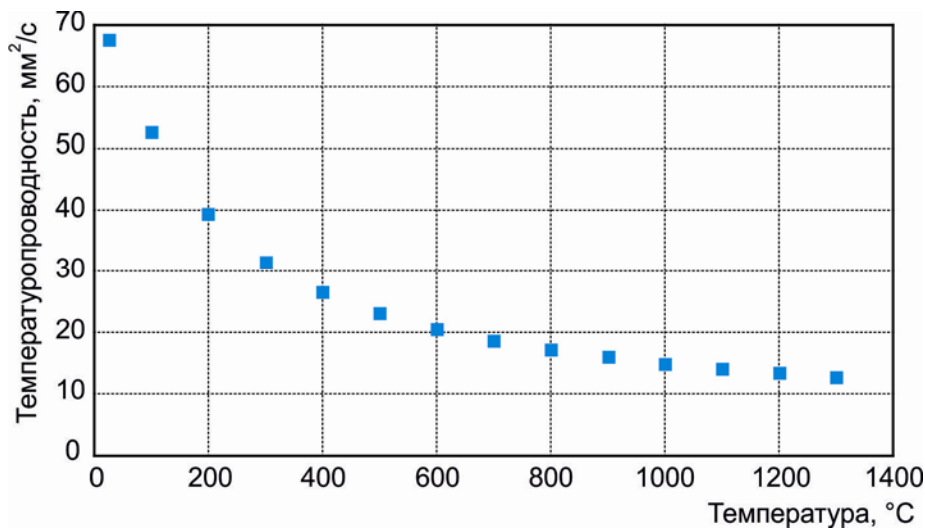
- газовый баллон,
- система подачи газа,
- циркуляционный охладитель.

Технические характеристики установки для измерения температуропроводности

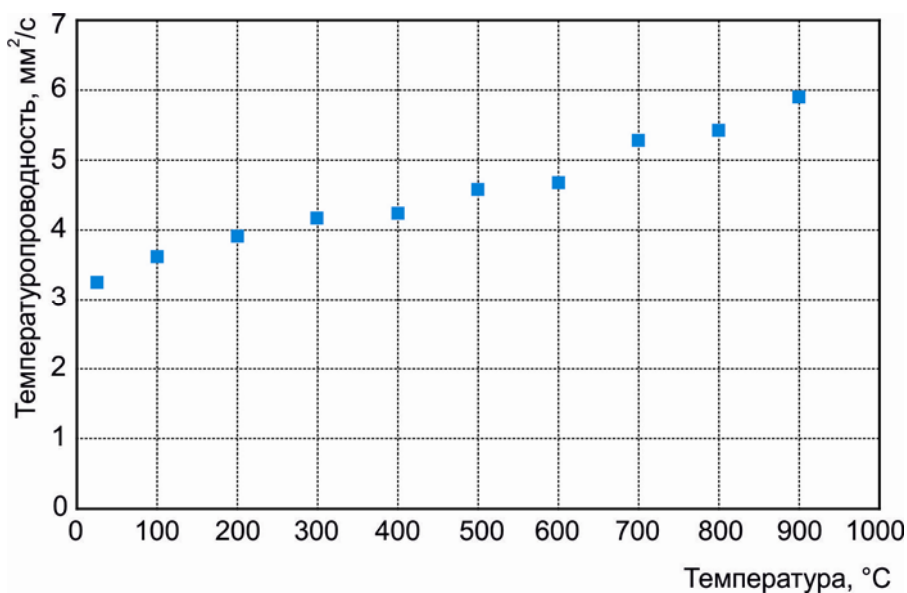
Параметр	Значение
Максимальная энергия лазера, Дж	40
Длительность импульса, мс	0,3–20
Длина волны, мкм	1,064
Максимальная температура печи, °C	1650
Атмосфера в печи	Вакуум, окислительная, восстановительная
Диапазон измерений температуропроводности, мм ² /с	1–70

Обслуживающий персонал прошел обучение, был получен сертификат на право эксплуатации этой установки для измерения теплопроводности.

Аттестация данной установки проведена путём измерения эталонов: высококачественного графита POCO Graphite и нержавеющей стали 310 (Steel 310), предоставленных производителем прибора. POCO Graphite измеряли в интервале температуры от 25 до 1300 °С, а сталь 310 – в интервале от 25 до 1000 °С.



Зависимость температуропроводности образца POCO Graphite от температуры измерения



Зависимость температуропроводности образца Steel 310 от температуры измерения

Выявлена зависимость величины температуропроводности от температуры испытания. Сравнение полученных результатов с результатами, указанными в паспортах соответствующих эталонов, показало, что доверительные границы относительной

погрешности измерения температуропроводности при числе результатов наблюдений $n = 5$, доверительной вероятности $p = 0,95$ не превышают $\pm 5\%$, что соответствует погрешности, заявленной изготовителем.

Были подготовлены все необходимые документы, и установка сдана в эксплуатацию. По результатам аттестации было выдано регистрационное свидетельство. Также была разработана методика для определения температуропроводности облучённых реакторных материалов.

Дифференциальный сканирующий калориметр DSC 404 F1. В одной из горячих лабораторий ГНЦ НИИАР был установлен высокотемпературный дифференциальный сканирующий калориметр DSC 404 F1 Regasus фирмы NETZSCH (Германия). Данный прибор позволяет с высокой точностью определять удельную теплоёмкость, теплоту плавления и кристаллизации, исследовать фазовые переходы в твёрдом состоянии и другие калориметрические характеристики.

Дифференциальный сканирующий калориметр (ДСК) состоит из двух ячеек: в одной находится исследуемый образец (S), в другую, называемую ячейкой сравнения, помещают эталон (R). Измерительную камеру конструируют максимально симметрично относительно оси нагревательной печи (одинаковые ячейки, сенсоры, одинаковое расстояние (Δl) от нагревателя печи (F) до ячеек и т.д.). Между тиглем и термопарой находится теплопроводящая колонка, которая позволяет измерять усредненную температуру со всей площади тигля. Экспериментально измеряется временная зависимость разницы температуры (T_F , T_{mS} , T_{mR}) между ячейкой с образцом и ячейкой сравнения, которая затем пересчитывается в тепловой поток (Φ_{FS} , Φ_{FR}).

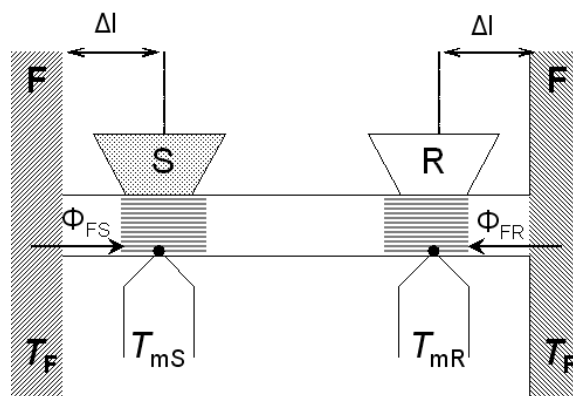


Схема измерений методом ДСК

Нагревательный элемент калориметра отделён от держателя образца защитной трубкой, которая позволяет создавать в рабочей зоне разрежение до 10^{-4} МПа (10^{-5} бар), а также проводить измерение в инертной или окислительной атмосферах. Система откачки вакуума состоит из форвакуумного насоса и турбомолекулярного вакуумного насоса. В рабочую зону может подаваться до трёх различных газов одновременно (продувочный 1, продувочный 2 и защитный), смешивающихся в системе подачи газов MFC. С помощью юстировочных винтов регулируется положение держателя образца в двух плоскостях для создания наиболее симметричной системы.

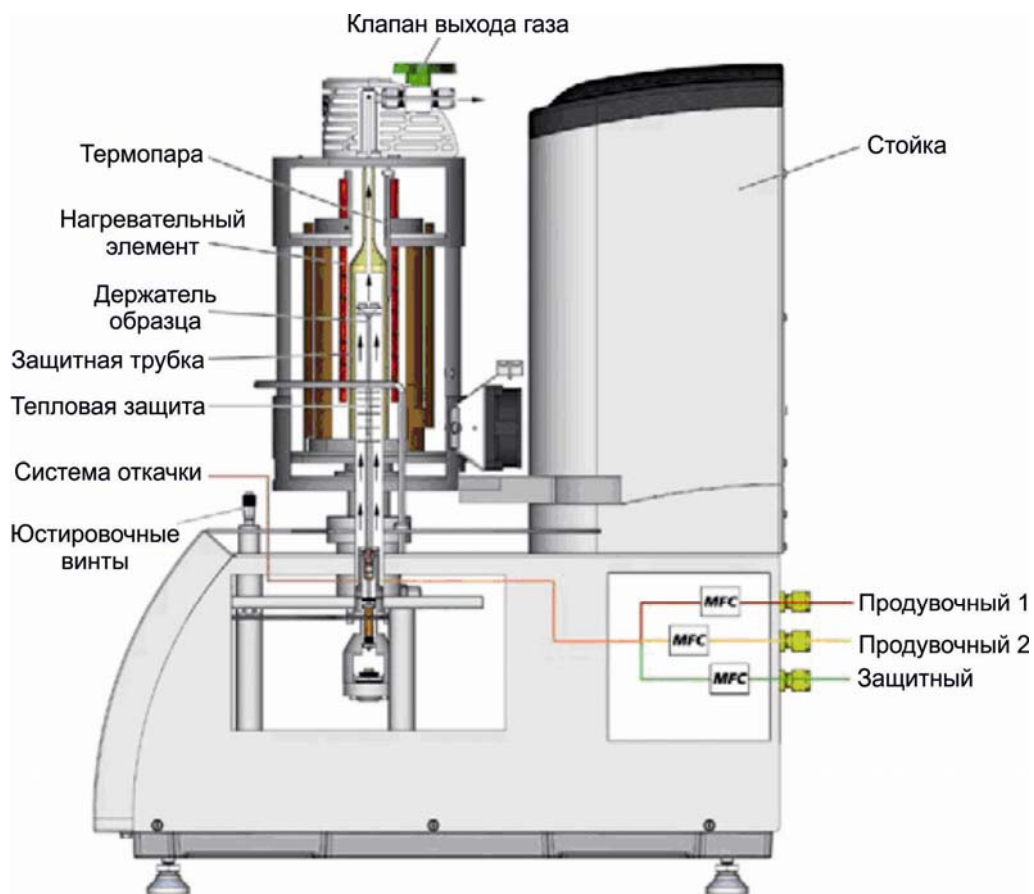
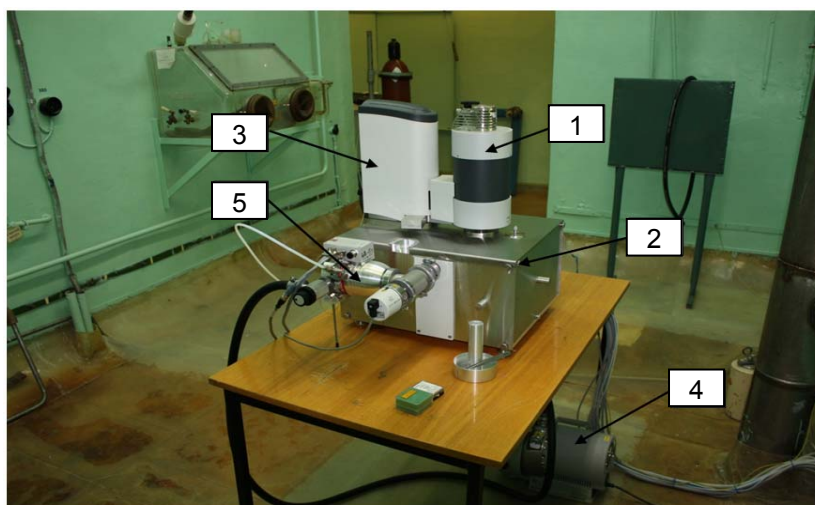
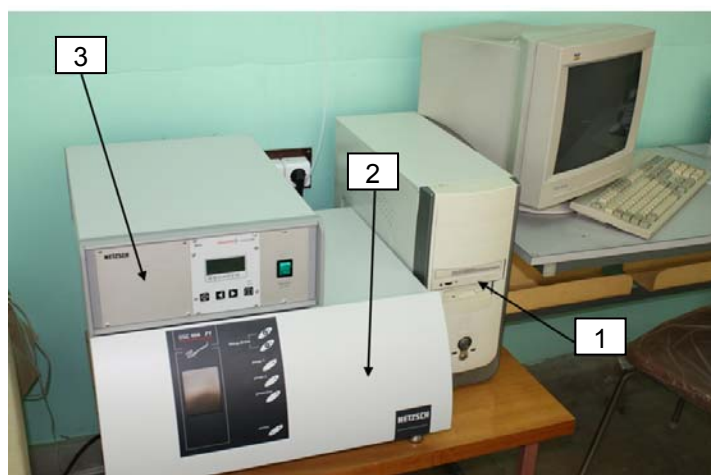


Схема устройства дифференциального сканирующего калориметра DSC 404 F1

Механическая часть калориметра размещена в защитной камере, оснащённой смотровым окном, а система управления – в операторском помещении. Наблюдение производится через смотровое окно.



Общий вид размещаемой в защитной камере части дифференциального сканирующего калориметра DSC 404 F1: 1 – высокотемпературная трубчатая печь; 2 – измерительный блок; 3 – стойка; 4 – форвакуумный насос; 5 – турбомолекулярный насос



Общий вид системы управления и измерительной части дифференциального сканирующего калориметра DSC 404 F1:
1 – управляющий компьютер; 2 – блок управления DSC 404 F1;
3 – блок управления вакуумной системой

Обслуживающий персонал прошел обучение, был получен сертификат на право эксплуатации данного сканирующего калориметра.

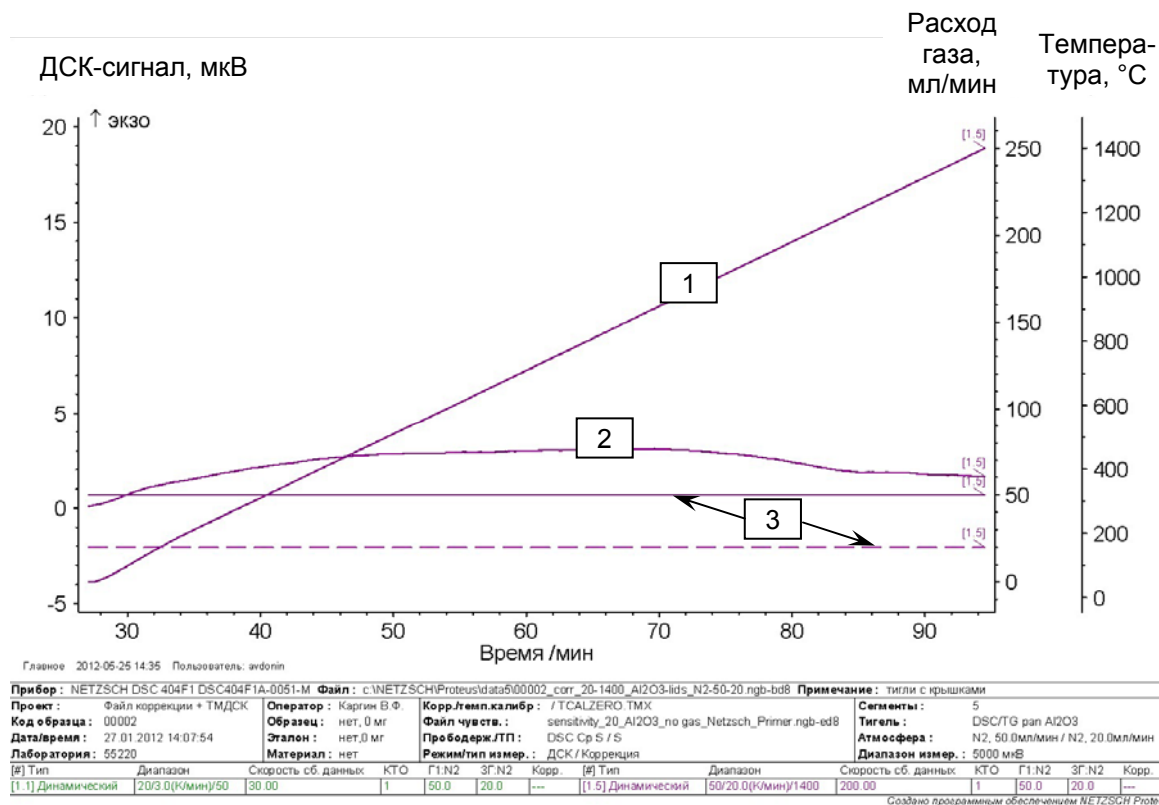
В сканирующем калориметре DSC 404 F1 Pegasus предусмотрена возможность задавать различные температурные программы, предусматривающие:

- ◆ линейное нагревание/охлаждение с заданной скоростью нагревателя;
- ◆ термомодулированный режим: на линейное изменение температуры «накладываются» периодические колебания с определённой частотой и амплитудой колебаний температуры;
- ◆ комбинацию различных температурных сегментов: изотермических, динамических, модулированных.

Технические характеристики дифференциального сканирующего калориметра DSC 404 F1

Параметр	Значение
Точность измерения температуры хромель-алюмелевой термопары, °C	1,5
Воспроизводимость измерения температуры для металлических образцов, °C	0,3
Шум ДСК-сигнала, нВ	< 50
Отклонение базовой линии ДСК-сигнала, мВ	± 2,5
Воспроизводимость базовой линии DSC- сигнала, мВ	0,5
Диапазон измерения энтальпии, Дж/г	0–30000
Точность измерения энтальпии, %	± 3
Температурный диапазон измерения теплоёмкости, °C	20–1400

В ходе испытаний было проверено отклонение базовой линии в диапазоне температуры от 50 до 1400 °С.

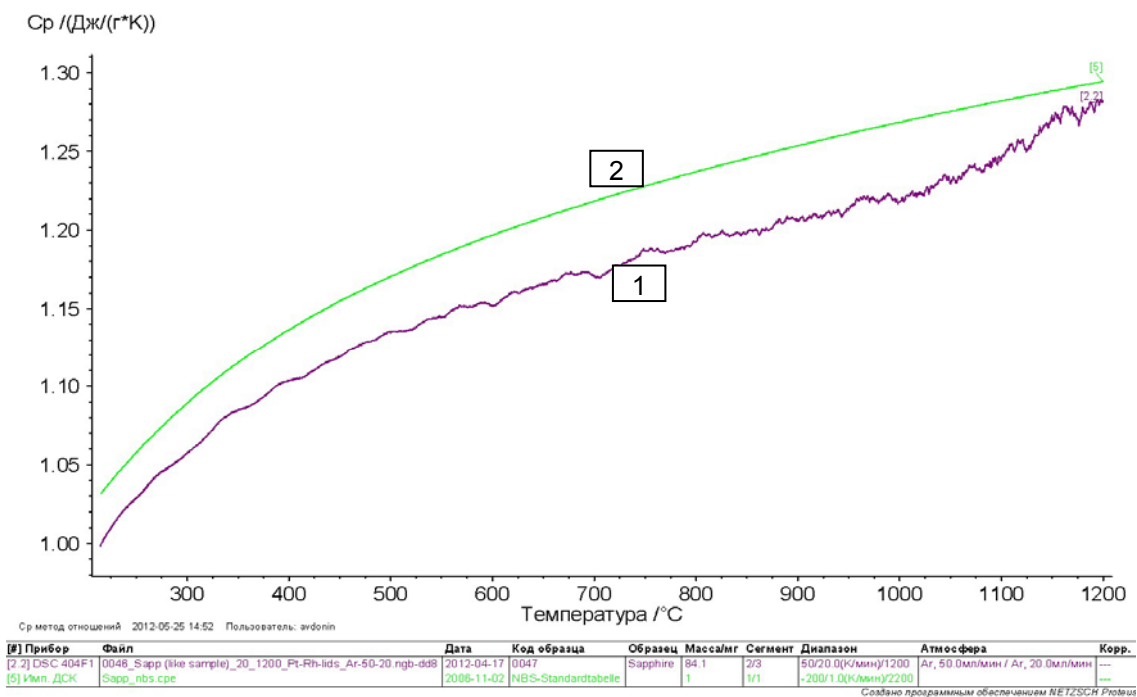


Результат измерения базовой линии при температуре 50–1400 °С:

1 – температурная кривая; 2 – кривая ДСК-сигнала;
3 – кривые подачи продувочного (—) и защитного (---) газов

Также была определена зависимость удельной теплоёмкости от температуры для эталонного образца из сапфира. Сравнение полученных результатов с данными, предоставленными производителям, показали, что в интервале температуры от 200 до 1200 °С погрешность определения теплоёмкости не превышает 3,5 %, что соответствует погрешности, заявленной производителем. По результатам приёмочных испытаний был получен сертификат на право эксплуатации дифференциального сканирующего калориметра DSC 404 F1.

Произведена калибровка прибора с помощью эталонных веществ, предоставленных производителем. Разработана методика для определения удельной теплоёмкости и энтальпии фазовых переходов облучённых реакторных материалов.



*Зависимость изменения теплоёмкости
сапфира от температуры измерения:
1 – экспериментальные данные; 2 – расчётные данные*

А.С. Покровский, А.С. Бутылин, А.В. Авдонин



МОКС-ТОПЛИВО ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ



ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2011

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Основная деятельность по направлению «МОКС-топливо» концентрировалась на подготовке и начале производства топлива, твэлов и ТВС для обеспечения стартовой загрузки гибридной активной зоны реактора БН-800. Выполнявшиеся научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы (НИОКР) носили вспомогательный характер, обеспечивая совершенствование технологического оборудования, конструкции и технологии изготовления твэлов и ТВС.

Для обеспечения выполнения принятого решения по уменьшению производства виброуплотнённого МОКС-топлива для реактора БН-800 проведены корректировка, экспертиза и утверждение проектной документации на техническое перевооружение технологического комплекса ГНЦ НИИАР. В рамках работ по техническому перевооружению были заключены договоры и продолжены работы как по изготовлению и поставке оборудования, так и по выполнению строительно-монтажных работ.

С целью высвобождения имеющихся производственных мощностей в рамках подготовительных работ по изготовлению топлива для реактора БН-800 изготовлено 78 ТВС реактора БОР-60. Такая годовая производительность достигнута впервые (ранее в год выпускалось до 30 ТВС реактора БОР-60). Тем самым обеспечена, по крайней мере, двухлетняя работа реактора.

Разработан, согласован и утверждён технический проект твэла реактора БН-800 с виброуплотнённым МОКС-топливом. Разработан комплект технологической документации на получение гранулированного МОКС-топлива для реактора БН-800. Были проведены ревизия и подготовка основного и вспомогательного оборудования и систем к изготовлению гранулята. Все это позволило начать в сентябре 2011 года наработку гранулированного МОКС-топлива, которое в составе твэлов обеспечит изготовление ТВС для стартовой загрузки реактора БН-800. Фактически достигнутая производительность гранулированного МОКС-топлива составляет до 90 кг в месяц.

Для обеспечения повышения производительности участков по получению гранулированного МОКС-топлива завершён цикл холодных испытаний отдельных аппаратов технологического комплекса, в частности установок предварительного дробления и измельчения. После устранения замечаний, выявленных в ходе холодных испытаний, испытания установок будут продолжены с использованием реальных ядерных материалов.

Создан стенд, на котором начаты испытания нового хлоратора-электролизёра, конструкция которого оптимизирована для условий дистанционного обслуживания.

В рамках работ по совершенствованию конструкции и технологии изготовления твэлов с виброуплотнённым МОКС-топливом для реактора БН-800 проведён первый цикл облучения твэлов в составе разборной ТВС в реакторе БОР-60 и послереакторных исследований твэлов, конструкция которых имитирует твэлы реактора БН-800. В отличие от твэлов реакторов БОР-60 и БН-600 в твэлах реактора БН-800 отсутствует верхняя торцевая зона воспроизводства. Результаты испытаний и послереакторных исследований не выявили никаких особенностей в поведении твэлов по сравнению с твэлами традиционной конструкции. Запланированы дальнейшие реакторные испытания.

Продолжено изучение выявленного ранее эффекта образования в твэлах с виброуплотнённым топливом зоны высокого газового сопротивления (ЗВГС).

В ходе исследований показано, что образование ЗВГС не является фактором, ограничивающим работоспособность твэлов, так как данная зона образуется в ходе охлаждения твэлов и не препятствует перетоку газообразных продуктов деления (ГПД) между топливным сердечником и газосборником твэла во время эксплуатации. Зона высокого газового сопротивления характерна для твэлов с достехиометрическим топливом и образуется вне зоны топливного сердечника за счёт взаимодействия цезия с таблетками диоксида урана, входящими в состав нижней торцевой зоны воспроизводства. Запланировано продолжение исследований с целью определения термодинамических характеристик образования ЗВГС.

Начаты работы по математическому моделированию физико-химических процессов, происходящих в твэле с оксидным топливом.

В реакторе БН-600 начаты испытания трёх экспериментальных ТВС, содержащих экспериментальные твэлы. При изготовлении твэлов учитывали результаты выполненных в 2010 году работ по подтверждению стабильности технологии изготовления твэлов методом виброуплотнения.

С целью увеличения плотности потока нейтронов в активной зоне реактора МБИР принято решение о применении твэлов с диаметром оболочки 6,0 мм взамен 6,9 мм, для чего была проведена корректировка технического задания на твэл и корректировка материалов эскизного проекта твэла.

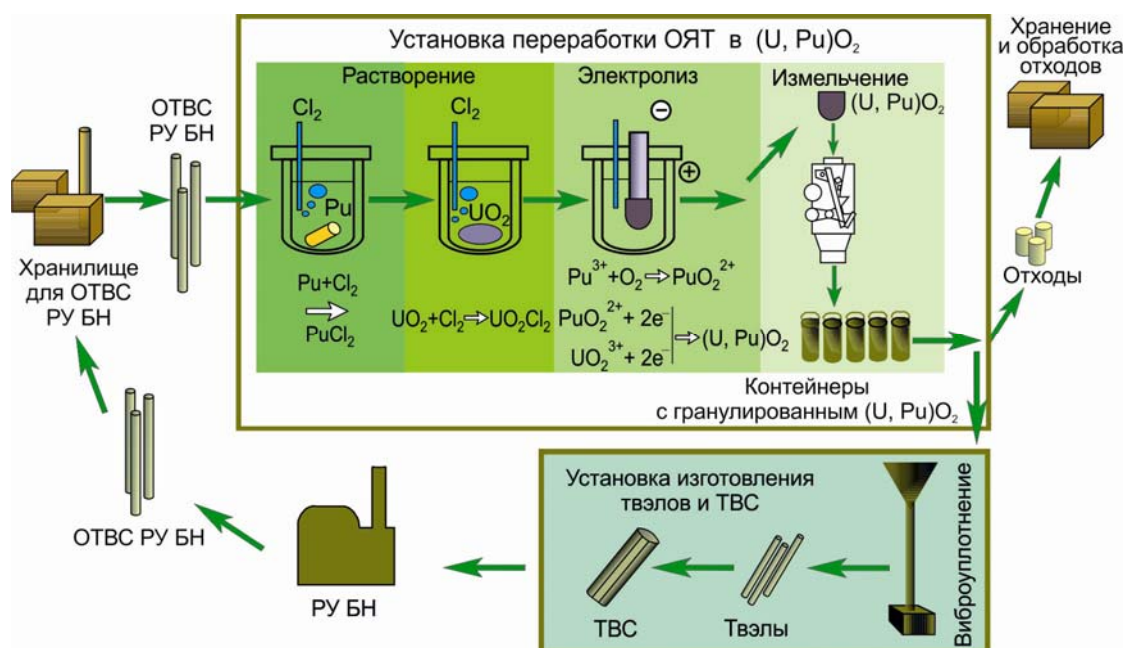
В.А. Кислый

ПРОИЗВОДСТВО ВИБРОУПЛОТНЁННОГО ТОПЛИВА ДЛЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ. 30 ЛЕТ РАБОТЫ РЕАКТОРА БОР-60 НА ВИБРОУПЛОТНЁННОМ ТОПЛИВЕ

Комплексные исследования и разработки в обоснование топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах, проводимые в НИИАРе, относятся как к производству гранулированных урановых и смешанных уран-плутониевых оксидных топливных композиций, так и к изготовлению, реакторным испытаниям и послереакторным исследованиям твэлов и ТВС с виброуплотнённым оксидным топливом.

При изготовлении виброуплотнённых твэлов можно использовать гранулированные топливные композиции, полученные: 1) электрохимической грануляцией в расплавленных солях; 2) грануляцией золь/гель-процессами; 3) дроблением таблеточного топлива (крупка). Результаты исследований солевых расплавленных систем (KCl, NaCl, LiCl, CsCl и их смесей) позволили разработать пироэлектрохимические процессы получения гранулированных порошков диоксидов урана, плутония и их смеси заданного химического состава, которые могут быть использованы для получения следующих оксидных топливных композиций:

- диоксида урана;
- МОКС-топлива на основе механической смеси диоксидов урана и плутония;
- МОКС-топлива на основе электрохимически соосаждённой смеси диоксидов урана и плутония.



Топливный цикл реакторных установок
на быстрых нейтронах (РУ БН)

В конструкции твэла с виброуплотнённым оксидным топливом наиболее значимыми параметрами, определяющими надёжность твэла, являются:

– добавляемый в топливо порошок металлического урана, геттер, с массовой долей от 3 до 10 % для подавления химического взаимодействия компонентов топлива, главным образом активных продуктов деления, с материалом оболочки твэла;

– предельно допустимая повреждающая доза оболочки твэла.

С конца 1981 года по настоящее время активная зона реактора БОР-60 загружается ТВС с виброуплотнённым оксидным топливом, полученным электролизом расплавленных солей и заключённым в оболочку из аустенитной стали. Проектное выгорание ТВС ограничивается не типом используемого топлива, а предельно допустимыми значениями повреждающей дозы для сталей, используемых для изготовления оболочек твэлов.

При оптимальном сочетании конструктивных, технологических и эксплуатационных параметров в твэлах с гранулированным оксидным урановым и смешанным топливом могут быть достигнуты глубокие и сверхглубокие выгорания.

Испытания ТВС с урановым и смешанным топливом в реакторе БОР-60

Параметр	Значение
Максимальная линейная мощность, Вт/см	533
Максимальная температура оболочки твэла, °С	722
Максимальное выгорание топлива, % т.а.:	
в штатных ТВС	21,4
в экспериментальных ТВС	30,0
в экспериментальных твэлах	32,3
Количество ТВС, шт.	909
Количество ТВС, достигших выгорания, шт.:	
15–20 %	214
больше 20 %	19

Основные требования к конструкции и эксплуатационные пределы твэлов реактора БОР-60:

Эффективная плотность топливного сердечника.....	9,0 ± 0,2 г/см ³
Содержание металлического урана	3–10 %
Неравномерность распределения плотности топлива и плутония в нём по высоте топливного сердечника	5 % (± 15% на краях)
Материал оболочки твэла	Сталь ЧС-68 холоднодеформированная (х. д.)
Максимальная линейная мощность	50 кВт/м
Максимальная температура оболочки	710 °С
Максимальная повреждающая доза.....	80 сна
Максимальное выгорание топлива	Не установлено

В 2011 году на технологической базе химико-технологического отделения института для реактора БОР-60 произведены:

Урановое оксидное топливо	319,6 кг
Твэлы	3589 шт.
ТВС.....	97 шт.

К настоящему времени в НИИАРе выполнен обширный комплекс научно-технологических работ для обоснования использования твэлов с гранулированным оксидным урановым и смешанным топливом в реакторах на быстрых нейтронах. Результаты этих работ являются убедительным обоснованием массового изготовления и штатного использования твэлов с гранулированным оксидным урановым и смешанным топливом в реакторе БОР-60 для расширения объёмов использования таких твэлов в реакторах БН-600, БН-800 (гибридная активная зона), МБИР.

*В.А. Кислый, С.А. Редькин, В.В. Мишутин, А.Л. Капанин,
Е.В. Фокеева, О.В. Шишалов, Ю.М. Головченко*

VIKOND2 – МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ТВЭЛА РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ

Программное средство VIKOND2 предназначено для расчёта температуры и напряжённо-деформированного состояния твэлов с виброуплотнённым оксидным топливом при эксплуатации в реакторах на быстрых нейтронах и является развитием программного комплекса VIKOND. Основу предыдущей версии кода VIKOND [1] составляет алгоритм, разработанный в ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ» и реализованный в программе KONDOR [2]. Для расчёта твэлов с виброуплотнённым топливом этот алгоритм был модифицирован в части уточнения механических свойств периферийного порошкового слоя топлива при сохранении базовых определяющих уравнений механики сплошной среды.

Расчёт стационарной температуры и структурных изменений в топливе проводили по программе RBN [3], в которой границы физических зон (столбчатых, равноосных зёрен; исходного, не спечённого топлива) определяли соответствующими изотермами. Размер образующейся центральной полости твэла определяли из расчёта баланса массы топлива при заданной фиксированной плотности физических зон. В этой же программе, которая, как и механическая часть программы KONDOR, была оформлена в виде блока и включена в состав программы комплексного анализа состояния виброуплотнённого твэла VIKOND [1], на основе обобщения результатов реакторных испытаний твэлов этого типа рассчитывали концентрацию кислорода и плутония в зонах.

Анализ быстрых процессов из перечня проектных режимов работы твэла (расхлаживание, самоход стержней и т.д.), необходимый для обоснования проектов твэлов, проводили по программе нестационарного температурного расчёта NERCI, результаты которого в виде таблицы (основные параметры: время, мощность, температура) использованы как входные данные для программы VIKOND.

В то же время разрабатывали программу расчёта нестационарного температурного поля твэла с виброуплотнённым оксидным топливом с учётом перераспределения пористости, плутония и кислорода [3], основанную на более реалистичном (по отношению к программе RBN) непрерывном представлении структуры топливного сердечника и моделирующую кинетику его формирования. Эта программа содержит блоки для решения нестационарных уравнений энергии для твэла (r-геометрия) и теплоносителя (z-геометрия), а также блоки, моделирующие массоперенос в твэле по механизмам термодиффузии и «испарение–конденсация».

Таким образом, программный комплекс содержит более совершенный аналог программы RBN, использованной в предыдущей версии кода VIKOND, а также аналог программы NERCI, результаты работы которой использовали как входные данные для предыдущей версии программы VIKOND.

Программа VIKOND2 основана на объединении механической части программы VIKOND и программы [3] расчёта теплофизики и массопереноса. Блоки, моделирующие теплофизику и массоперенос в топливе, в новой версии программы рассматривают весь объём твэла, а не отдельное сечение, как было в предыдущей версии. Новая версия программы разработана в среде DELPHI7 операционной системы Windows и оснащена современным интерфейсом.

После объединения программ RBN, NERSI и VIKOND (предыдущая версия) расчёта структуры топлива, нестационарной температуры и напряжённо-деформированного состояния (НДС) соответственно в единый комплекс VIKOND2 появилась возможность одновременного связанного расчёта перечисленных процессов с учётом регламентного режима выхода на мощность из исходного холодного состояния с несформированным сердечником.

В реакторах на быстрых нейтронах код VIKOND2 используют для расчёта температуры и НДС твэлов с виброуплотнённым оксидным топливом:

- в базовом режиме на постоянной мощности;
- при изменении мощности реактора;
- при пуске реактора из холодного состояния;
- при пуске реактора из горячего состояния;
- при остановке реактора;
- при срабатывании аварийной защиты по технологическим сигналам.

Результатами расчёта по коду VIKOND2 являются:

- температура в различных точках топливного сердечника в различные моменты времени;
- напряжение, возникающее в оболочке твэла и его топливном сердечнике;
- деформация в оболочке твэла и его топливном сердечнике.

Конструктивные и эксплуатационные параметры твэла:

Эффективная плотность топливного сердечника 8,5–9,5 г/см³

Массовая доля диоксида плутония в смеси диоксидов урана и плутония	14,24–45 %
Массовая доля металлического урана в составе топливного сердечника.....	4,5–10 %
Неравномерность распределения плутония по высоте твэла	± 5 % от среднего значения (за исключением торцевых участков длиной 20 мм, где допускается отклонение 15 %)
Диаметр топливного сердечника	6,0– 7,5 мм
Максимальная линейная мощность на твэл.....	50 кВт/м
Максимальная температура оболочки твэла.....	710 °С
Максимальное выгорание топлива	10,6 % т.а.
Максимальная повреждающая доза на конструкционных материалах	77,1 сна
Материал оболочки твэла	Сталь ЧС-68 х.д.

Код VIKOND2 обеспечивает в области допустимых параметров следующие погрешности:

Температуры в различных точках топливного сердечника в различное время	0,6 %
Напряжений, возникающих в оболочке твэла и его топливном сердечнике	4,2 %
Деформации оболочки твэла.....	0,3 %

Погрешности параметров используемых моделей позволяют проведение инженерных расчётов для обоснования проектов твэлов с виброуплотнённым топливом и режимов их эксплуатации.

Область применения кода VIKOND2 ограничена расчётами твэла цилиндрической формы с оболочкой из нержавеющей стали. Данный твэл находится в потоке жидкометаллического теплоносителя с топливным сердечником из механической смеси гранулированного порошка оксидной топливной композиции и порошка металлического урана.

Список литературы

1. Грачёв В.Д., Маёршин А.А., Шайхиев А.И. Расчёт напряжённо-деформированного состояния твэлов с виброуплотнённым оксидным топливом: препринт: НИИАР-1(804). – Димитровград, 1991.
2. Хмелевский М.Я., Малахова Е.И., Долматов П.С. Математическое моделирование напряжённо-деформированного состояния в стержневых цилиндрических твэлах. Программа КОНДОР: препринт: ФЭИ-1853. – Обнинск, 1987.
3. Маёршин А.А., Грачёв В.Д., Шайхиев А.И. и др. Методика расчёта температурного поля твэла с виброуплотнённым оксидным топливом с учётом перераспределения пористости, плутония и кислорода: препринт: НИИАР-2(805). – Димитровград, 1991.

В.Д. Грачёв, С.В. Трехонин, О.В. Шишалов

ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИЙ ЭЛЕМЕНТ ТВС РЕАКТОРА БН-800 С ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ МОКС-ТОПЛИВОМ

По техническому заданию на опытно-конструкторскую работу (ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова») разработаны технический проект и рабочая конструкторская документация тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ) с виброуплотнённым МОКС-топливом для ТВС реактора БН-800. ТВЭЛ предназначен для размещения топлива и воспроизводящего материала, накопления и удержания продуктов деления топлива и обеспечения надёжного теплоотвода от топлива к теплоносителю. Область применения ТВЭЛ – сборка тепловыделяющая реактора БН-800 гибридной активной зоны (АЗ) реактора БН-800 с натриевым теплоносителем.

ТВЭЛ состоит из стальной оболочки, внутри которой расположены виброуплотнённый топливный сердечник, верхняя и нижняя торцевые зоны воспроизводства (ВТЗВ и НТЗВ) – таблетки из диоксида урана. Позиционирование топливного сердечника и зон воспроизводства в пределах активной зоны реактора осуществляется пуклёвками, выполненными на оболочке ТВЭЛ. Расположением пуклёвок определяется объём внутренней газовой полости (газосборника), необходимый для компенсации напряжений, возникающих в оболочке ТВЭЛ вследствие давления газообразных продуктов деления (ГПД). Между пуклёвками и таблетками НТЗВ установлена стальная втулка. Для предотвращения просыпания гранулированного топлива в газовую полость между таблетками НТЗВ установлены две газопроницаемые пробки из никелевой сетки. Фиксирование топливного сердечника и зон воспроизводства осуществляется пружинным фиксатором.

С целью дистанционирования ТВЭЛов в ТВС на их оболочке навита проволока: на центральных ТВЭЛлах – круглая, на периферийных ТВЭЛлах – эллипсная. Крепление проволоки к оболочке осуществляется контактной точечной многоимпульсной сваркой.

Герметизация ТВЭЛ осуществляется сваркой оболочки и заглушек. Нижняя заглушка приваривается периметрической аргонодуговой сваркой неплавящимся электродом без присадочного материала, верхняя заглушка – торцевой аргонодуговой сваркой с дугой, управляемой магнитным полем.

Нижняя заглушка имеет фигурный паз, с помощью которого ТВЭЛ устанавливается в ТВС.

Топливный сердечник представляет собой механическую смесь МОКС-гранулята и порошка металлического урана в качестве геттера. МОКС-гранулят – полидисперсный порошок смеси диоксидов урана и плутония, полученной электролизом расплавленных солей. Химический и изотопный составы МОКС-гранулята задаются с учётом ^{241}Am – дочернего изотопа распада ^{241}Pu . Геттер – порошок металлического урана, полученный восстановлением оксидов урана или диураната кальция кальцием.

Оценка работоспособности ТВЭЛ выполнена по теплофизическому и прочностным критериям с использованием программного средства (кода) VIKOND2. Расчёты проведены для наиболее нагруженных ТВЭЛов как с точки зрения теплофизики, так и напряжённо-деформированного состояния оболочки ТВЭЛов в проектных режимах работы активной зоны при нормальной эксплуатации и при нарушении нормальной эксплуатации реактора БН-800 на основании данных, установленных в техническом задании.

По результатам теплофизического расчёта проверяемые параметры составляют:

◆ В условиях нормальной эксплуатации активной зоны:

Максимальная температура центра топливного сердечника.....2082 °С
 Коэффициент запаса по критерию предельно допустимой температуры топлива..... 1,31
 (удовлетворяет установленному требованию)
 Давление ГПД под оболочкой твэла на конец эксплуатации.....4,5 МПа

◆ В условиях нарушения нормальной эксплуатации активной зоны (при рассмотрении наиболее напряжённого режима: срабатывание АЗ по сигналу повышения мощности на 10 % от заданного значения):

Максимальная температура центра топливного сердечника2298 °С
 Коэффициент запаса по критерию предельно допустимой температуры топлива 1,19
 (удовлетворяет установленному требованию)

По результатам расчёта на прочность и формоизменение проверяемые параметры составляют:

◆ В условиях нормальной эксплуатации активной зоны:

Максимальное окружное напряжение в оболочке, возникающее в конце кампании в сечении ~ 78 мм ≤ 215 МПа
 Минимальный коэффициент запаса по критерию предельно допустимого напряжения.....2,7
 (удовлетворяет установленному требованию)
 Максимальная остаточная деформация0,96 %
 (наблюдается на отметке ~ 357 мм)
 Максимальная повреждаемость оболочки твэла на конец кампании 0,15
 (удовлетворяет установленному требованию)

◆ В условиях нарушения нормальной эксплуатации активной зоны (при рассмотрении наиболее напряжённого режима: срабатывание АЗ по сигналу повышения мощности на 10 % от заданного значения):

Максимальное окружное напряжение в оболочке, возникающее в конце кампании в сечении ~78 мм..... ≤ 212 МПа
 Минимальный коэффициент запаса по критерию предельно допустимого напряжения.....2,7
 (удовлетворяет установленному требованию)

Нормальное напряжение в оболочке при сейсмическом воздействии с горизонтальной составляющей 0,61g* ≤ 5,27 МПа

* Ускорение свободного падения.

В целом результаты расчёта дают возможность предполагать достаточную работоспособность и надёжность твэла по теплофизическим и прочностным критериям при проектных режимах эксплуатации гибридной активной зоны реактора БН-800.

Основные параметры и условия эксплуатации твэла

Параметр	Значение
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	7,4
Максимальная повреждающая доза на конструкционные материалы твэла, сна	68
Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м:	
в начале кампании	36,0
в конце кампании	34,0
Максимальная температура оболочки твэла с учётом неопределённости параметров, °С	710
Назначенный ресурс твэла в составе ТВС, эфф. сут	465
Назначенное время хранения твэла в составе ТВС (с момента изготовления до постановки в реактор), г.	2,0
Назначенное время службы твэла в составе ТВС, г.:	
в активной зоне до энергетического пуска (для твэлов в составе ТВС, установленных в реактор во время пусконаладочных работ)	1,5
в активной зоне после энергетического пуска (с учётом остановок и работы реактора на пониженной мощности)	2,0
Назначенное время хранения отработавшего твэла в составе ТВС, г.:	
во внутриреакторном хранилище	1,5
в бассейне отработавших сборок	1,0
в бассейне выдержки	10

Основные технические параметры твэла

Параметр	Значение
Длина твэла, мм	2400
Высота сердечника топлива, мм	900 ± 9
Высота торцевых зон воспроизводства, мм:	
верхней	350 (-12)
нижней	339 (-12)
Высота газовой полости твэла, мм	Не менее 655
Номинальный размер оболочки твэла (наружный диаметр × внутренний диаметр), мм	6,9×6,1

Окончание таблицы

Параметр	Значение
Размеры дистанционирующей проволоки твэла, мм: центрального периферийного	Ø 1,05 Эллипс 1,3×0,6
Материал оболочки твэла	Сталь 06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД) 8009.00.004 ТУ
Материал дистанционирующей проволоки твэла	Сталь 06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД) ТУ 14-159-313-2007 или ТУ 14-173-176-88
Объёмная доля гелия по ТУ 0271-135-31323949-2005 в среде газовой полости твэла, %	Не менее 94
Массовая доля в топливе (в механической смеси), %: МОКС-гранулята 9Н.2876.000.01 ТУ Геттера 9Н.2876.000.02 ТУ	93 7
Массовая доля плутония в МОКС-грануляте, %	19,5 ± 0,2
Массовая доля изотопа плутония в базовом изотопном составе в МОКС-грануляте, %	$^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu} =$ = 0,10/94,13/5,02/0,53/0,22
Массовая доля изотопа ^{235}U в смеси изотопов урана МОКС-гранулята, %	0,3–0,7
Отношение количества атомов кислорода к суммарному количеству атомов урана, плутония и америция (кислородный коэффициент) в МОКС-грануляте, отн. ед.	2,00
Массовая доля изотопа ^{235}U в смеси геттера, %	Не более 0,72
Масса топлива, г: В том числе: МОКС-гранулята порошка металлического урана	237,0 ± 3,0 220,0 ± 2,8 17,0 ± 0,2
Средняя по объёму плотность топливного сердечника, г/см ³	9,0 ± 0,2
Отклонение плотности топливного сердечника от рассчитанной средней по объёму плотности топливного сердечника, г/см ³ : на участках длиной 10 мм на концах топливного сердечника длиной не более 20 мм	± 0,45 От 0,45 до – 1,35
Отклонение массы плутония от рассчитанной усреднённой по топливному сердечнику массы плутония, приходящейся на участок соответствующей длины, г: на участках длиной 10 мм на концах топливного сердечника длиной не более 20 мм	± 0,021 От 0,021 до – 0,063
Отклонение массы геттера от рассчитанной усреднённой по топливному сердечнику массы геттера на участках длиной 10 мм, г	От 0,076 до – 0,094
Воспроизводящий материал	Таблетка UO ₂ 921.006 ТУ
Массовая доля изотопа ^{235}U в смеси изотопов урана воспроизводящего материала, %	0,3–0,7
Масса воспроизводящего материала, г: верхней торцевой зоны производства нижней торцевой зоны производства	96 ± 4 93 ± 4

Е.В. Фокеева, В.А. Кислый, В.Д. Грачёв

ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИЙ ЭЛЕМЕНТ ТВС РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ МБИР С ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ МОКС-ТОПЛИВОМ

Тепловыделяющий элемент ТВС реакторной установки (РУ) МБИР предназначен для генерирования тепловой энергии, размещения топлива и воспроизводящего материала, локализации топлива и продуктов его деления в пределах герметичной оболочки вплоть до регенерации твэла, обеспечения надёжной теплопередачи от топлива к теплоносителю. Область применения твэла – активная зона исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР в составе ТВС.

Твэл состоит из стальной оболочки, внутри которой расположены топливный сердечник и таблетки воспроизводящего материала торцевых зон воспроизводства (верхней и нижней). Фиксирование топливного сердечника и торцевых зон осуществляется фиксатором пружинного типа. Позиционирование топливного сердечника и зон воспроизводства в пределах активной зоны реактора осуществляется пуклёвками, выполненными на оболочке твэла. Между пуклёвками и таблетками нижней зоны воспроизводства установлена стальная втулка. Относительная координата расположения пуклёвок определяет объём нижней газовой полости (газосборника), необходимый для компенсации напряжений, возникающих в оболочке твэла вследствие давления газовых продуктов деления, выделяемых в процессе облучения. Для предотвращения просыпания гранулированного топливного сердечника в газовую полость между таблетками нижней торцевой зоны установлены газопроницаемые пробки из никелевой сетки.

Герметизация твэла осуществляется сваркой оболочки и заглушек:

- а) нижней – периметрической аргонодуговой сваркой неплавящимся электродом без присадочного материала;
- б) верхней – торцевой аргонодуговой сваркой дугой, управляемой магнитным полем.

С целью дистанционирования в пучке твэлов тепловыделяющей сборки на оболочке твэла навита проволока: на центральных твэлах – круглая, на периферийных – эллипсная.

Крепление проволоки может осуществляться:

- контактной многоимпульсной или аргонодуговой сваркой к нижней заглушке и сварному шву верхней заглушки;
- контактной многоимпульсной сваркой к оболочке.

Нижняя заглушка имеет фигурный паз, с помощью которого твэл устанавливается в ТВС.

Топливный сердечник представляет собой механическую смесь МОКС-гранулята и порошка металлического урана в качестве геттера. МОКС-гранулят – материал, полученный электролизом расплавленных солей с осаждением смеси диоксидов урана и плутония на катод с последующим дроблением катодного осадка, очисткой от солей, измельчением полученного гранулята и классификацией его на фракции.

Порошок металлического урана – материал, полученный термическим восстановлением оксидов урана или диураната кальция металлическим кальцием.

Для обоснования технического проекта твэла необходимо выполнение следующих опытно-конструкторских работ:

– реакторных испытаний конструкции твэла для подтверждения параметров реакторной установки МБИР, включая режимы нормальной эксплуатации и нарушения нормальной эксплуатации;

– отработки технологии получения МОКС-топлива с содержанием диоксида плутония в смеси диоксидов урана и плутония более 30 %;

– расчётного и экспериментального обоснования работоспособности твэлов с виброуплотнённым МОКС-топливом, содержащим более 30 % диоксида плутония в смеси диоксидов урана и плутония;

– выбора и экспериментального обоснования работоспособности узла крепления дистанционирующей проволоки.

Основные параметры эксплуатации и конструктивные параметры твэла реактора МБИР предусмотрены техническим заданием.

Основные параметры эксплуатации твэла

Параметр	Значение
Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м:	
в начале кампании	50,0
в конце кампании	38,0
Максимальная повреждающая доза, сна	90
Максимальное выгорание топлива, %	14,0
Максимальная температура оболочки твэла с учётом неопределённости параметров, °С	700
Назначенный ресурс твэла в составе ТВС, эфф. сут	600
Назначенное время службы твэла в составе ТВС в активной зоне, г.	2,5
Назначенное время хранения «свежего» твэла в составе ТВС с момента изготовления до постановки в реактор, г.:	4,0
Назначенное время хранения отработавшего твэла в составе ТВС, г.:	
В том числе:	12,5
во внутриреакторном хранилище	1,5
в бассейне отработавших сборок	1,0
в бассейне выдержки	10,0

Основные технические параметры твэла

Параметр	Значение
Длина твэла, мм	1575
Диаметр × толщина стенки оболочки твэла, мм	6,0×0,3
Размеры дистанционирующей проволоки твэла, мм: центрального периферийного	∅1,05 Эллипс 1,3×0,6
Параметры дистанционирующей проволоки твэла: направление навивки шаг, мм	Правая 100 ± 5
Высота газовой полости твэла, мм	500
Высота торцевых зон воспроизводства, мм: верхней нижней	200 200
Высота топливного сердечника, мм	550 ± 7
Материал оболочки твэла	Сталь 06X16H15M2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД) ТУ 14-3-1511-87
Материал дистанционирующей проволоки твэла	Сталь 06X16H15M2Г2ТФР-ИД (ЧС68-ИД) ТУ 14-173-176-88
Массовая доля гелия газообразного марки А или Б (ТУ 0271-135-31323949-2005) в среде газовой полости «свежего» твэла, %	Не менее 94
Материал торцевых зон воспроизводства	Таблетка UO ₂ 921.006 ТУ
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана воспроизводящего материала, %	0,3–0,7
Массовая доля материала топливного сердечника, %: виброуплотнённой механической смеси МОКС-гранулята порошка металлического урана	93 7
Номинальная массовая доля оксида плутония в смеси оксидов урана и плутония МОКС-гранулята, %	38
Массовая доля изотопа плутония в базовом изотопном составе плутония МОКС-гранулята, %	Pu ²³⁸ /Pu ²³⁹ /Pu ²⁴⁰ /Pu ²⁴¹ /Pu ²⁴² /Am ²⁴¹ = = 0,13/91,72/6,55/1,17/0,43
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана МОКС-гранулята, %	0,3–0,7
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана порошка металлического урана, %	0,3–0,7
Масса материала торцевых зон воспроизводства, г: верхней нижней	51 ± 3 49 ± 3
Масса топливного сердечника, г: В том числе: МОКС-гранулята порошка металлического урана (геттер)	113,0 ± 1,1 105,0 ± 1,0 8,0 ± 0,1
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси геттера, %	Не более 0,72
Эффективная плотность топливного сердечника твэла, г/см ³	9,0 ± 0,2

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩАЯ СБОРКА РЕАКТОРА БОР-60 ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛОВ ТИПА БН-1200 С ТАБЛЕТОЧНЫМ МОКС-ТОПЛИВОМ

Разработан технический проект разборной экспериментальной тепловыделяющей сборки (ЭТВС), предназначенной для испытания твэлов типа БН-1200 с таблеточным МОКС-топливом в активной зоне реакторе БОР-60 с натриевым теплоносителем.

В процессе реакторных испытаний экспериментальную тепловыделяющую сборку можно извлекать из активной зоны РУ БОР-60 для проведения промежуточных исследований и измерений твэлов, установленных в ЭТВС. По окончании промежуточных исследований ЭТВС можно вновь устанавливать в активную зону при условии сохранения работоспособности.

Экспериментальная тепловыделяющая сборка состоит из трёх основных частей: головки, пучка твэлов и чехла с хвостовиком в сборе. Конструкция ЭТВС позволяет проводить её разборку и извлечение пучка твэлов в дистанционных условиях с целью промежуточных вне реакторных исследований твэлов.

Головка предназначена для проведения транспортно-технологических операций и выхода теплоносителя из ЭТВС. Она крепится к чехлу ЭТВС байонетным разъёмом и фиксируется стопорным кольцом.

Пучок твэлов формируется нанизыванием их на пластины верхней решётки и устанавливается внутри чехла на выступы верхнего переходника. Дистанционирование твэлов в пучке осуществляется проволокой, навитой на оболочку и приваренной к ней.

Чехол с хвостовиком в сборе предназначен для установки ЭТВС в напорный коллектор реактора и организации потока теплоносителя через ЭТВС. Чехол ЭТВС состоит из двух шестигранных труб: внутренней, обеспечивающей заданное проходное сечение, и наружной, являющейся страховочной и соответствующей габаритным размерам штатной ТВС РУ БОР-60. Между шестигранными трубами расположены пластины для увеличения массы ЭТВС. В нижней части внутренняя шестигранная труба приварена к нижнему переходнику, который резьбой соединён с хвостовиком (резьба контрится сваркой). Хвостовик имеет шесть рядов отверстий для захода теплоносителя из камеры высокого давления. Для уменьшения протечки теплоносителя между зоной запитки и активной зоной реактора на хвостовике предусмотрены спиральные уплотнения. Между нижним переходником и хвостовиком расположена дроссельная шайба, определяющая расход теплоносителя через ЭТВС. Дополнительно расход теплоносителя регулируется размерами двух отверстий в подвеске, на которой крепятся твэлы.

Основные параметры и условия реакторных испытаний ЭТВС

Параметр	Значение
Максимальная повреждающая доза на твэл, сна	115
Максимальное выгорание топлива, %	20,0
Линейная мощность твэла в начале кампании, кВт/м	46,0–48,0
Максимальная температура оболочки твэла с учётом факторов перегрева, °С	700
Назначенный ресурс ЭТВС, эфф. сут	1730
Назначенное время хранения ЭТВС, г.	2,0

Основные технические параметры ЭТВС

Параметр	Значение
Номинальная длина ЭТВС, мм	1575
Номинальный размер внутренней трубы (наружный «под ключ»×толщина стенки), мм	32×0,8
Номинальный размер наружной трубы (наружный «под ключ»×толщина стенки), мм	44×1,0
Материал труб чехла	Сталь 12Х12М1БФР (ЭП-450) ТУ 14-1-3820-84
Материал верхнего и нижнего переходников	Сталь 05Х12Н2М-ВИ ТУ 14-1-2761-79 или 05Х12Н2М ТУ 14-1-2836-79
Материал головки, хвостовика и внутренних деталей ЭТВС	Сталь типа 12Х18Н9 ГОСТ 5632-72
Номинальная масса ЭТВС, кг	Не менее 10,5
Количество твэлов в ЭТВС, шт.	7
Номинальный размер оболочки твэла (наружный×толщина стенки), мм	9,3×0,6
Материал оболочки твэла	Сталь ЭК-164 х.д., или ЧС-139, или ЭК-181, или дисперсионно-упрочнённая
Шаг решётки расположения твэлов в ЭТВС, мм	10,5
Номинальная длина твэла, мм	1050
Номинальная высота топлива, мм	400
Материал топлива	Таблетки (U, Pu)O ₂
Массовая доля плутония в смеси изотопов урана и плутония топлива, %	Не более 30
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана топлива, %	0,3–40,0
Массовая доля изотопа плутония в изотопном составе плутония, %	²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu = = 0,06/95,42/4,39/0,12/0,01
Номинальная масса топлива в ЭТВС, г	1327,0
Номинальная высота торцевых зон воспроизводства, мм:	
верхней	60
нижней	80
Воспроизводящий материал	Таблетки UO ₂
Массовая доля изотопа ²³⁵ U в смеси изотопов урана воспроизводящего материала, %	0,3–0,7
Номинальная масса торцевых зон воспроизводства в ЭТВС, г:	
верхней	210
нижней	280

Разборные ТВС используются для поэтапных реакторных испытаний экспериментальных твэлов в реакторе БОР-60 с 1988 года. За это время в активной зоне реактора БОР-60 облучили около 15 таких ТВС.

Опытная эксплуатация сборок показала их высокую эффективность. На чехлах разборных ТВС из стали ЭП-450 максимальный флюенс нейтронов с $E > 0,1$ МэВ составил $1,1 \cdot 10^{23}$ см⁻². Замечаний в процессе облучения, перегрузки и разборки–сборки в дистанционных условиях не было.

Так как конструкция ЭТВС близка конструкциям ранее облучавшихся разборных ТВС, работоспособность которых доказана результатами испытаний, можно сделать вывод о достаточно надёжной работоспособности конструктивного исполнения разработанной ЭТВС.

Е.В. Фокеева, В.А. Кислый

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ПРОЦЕССА ДОЗИРОВАНИЯ ФРАКЦИЙ ГРАНУЛЯТА ПРИ СОСТАВЛЕНИИ НАВЕСОК ГРАНУЛИРОВАННОГО ТОПЛИВА НА ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИЙ ЭЛЕМЕНТ (ПРОГРАММА GMC-FAUST)

Процесс виброуплотнения полидисперсного топлива, состоящего из нескольких фракций с частицами разного размера, включает в себя следующие стадии [1]:

- классификацию смеси по фракциям;
- составление навески из фракций гранулята на один твэл;
- смешивание гранулята перед загрузкой его в оболочку твэла и предварительное виброуплотнение топлива;
- окончательное виброуплотнение топлива для получения заданной эффективной плотности.

Составление навески может производиться с помощью объёмного ленточного, весового вибрационного или смешивающего (синхронного) дозаторов. В технологическом процессе производства твэлов с виброуплотнённым МОКС-топливом для составления навесок используется фасовочное устройство (ФАУСТ).

По своему функциональному назначению устройство ФАУСТ представляет собой весовой вибрационный дозатор [2], предназначенный для эксплуатации в условиях бокса как в ручном, так и в автоматическом режиме. Оно выполняет весовое дозирование оксидных и металлических порошков. В его состав входят следующие компоненты:

- дозатор с шестью вибропитателями;
- весы «METTLER TOLEDO ID7»;
- терминал весов «ID7-Base»;
- персональный компьютер с операционной системой (ОС) Windows XP;
- программа, управляющая процессом составления навески (далее – управляющая программа), представляющая собой приложение ОС Windows.

В рамках научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ (НИОКР) по совершенствованию технологических решений, стабилизации параметров, документальному оформлению создаваемого производства твэлов и ТВС со смешанным уран-плутониевым оксидным топливом разработано программное обеспечение процесса дозирования фракций гранулята при составлении навесок топлива на твэл – управляющая программа GMC-FAUST.

Основной функцией программы GMC-FAUST является управление процессом формирования топливной навески, осуществляемого с помощью фасовочного устройства ФАУСТ в полуавтоматическом режиме под руководством оператора установки. Её основное назначение – формирование топливной навески заданной массы и фракционного состава в соответствии с описанием навески.

В функции программы GMC-FAUST входят:

- создание описания (рецепта) навески и сохранение его в двоичный файл;
- создание задания на составление партии навесок по их рецептам и сохранение его в двоичный файл;
- управление измерениями массы формируемой навески на весах «METTLER TOLEDO ID7»;
- включение/выключение дозаторов, подающих фракции топлива в контейнер;
- формирование топливной навески заданной массы и заданного фракционного состава в соответствии с рецептом навески;
- учёт неоднородности содержания плутония по фракциям;
- сохранение информации о сформированной навеске в двоичный файл либо в базу данных;
- преобразование двоичного файла, содержащего информацию о партии навесок, в текстовый файл (*.txt).

The screenshot shows the GMC-FAUST software interface. The main window is titled "Управление установкой 'ФАУСТ'" (Control of the 'FAUST' installation). The "Задание на формирование навесок" (Batch Formation Task) tab is active. It displays the following information:

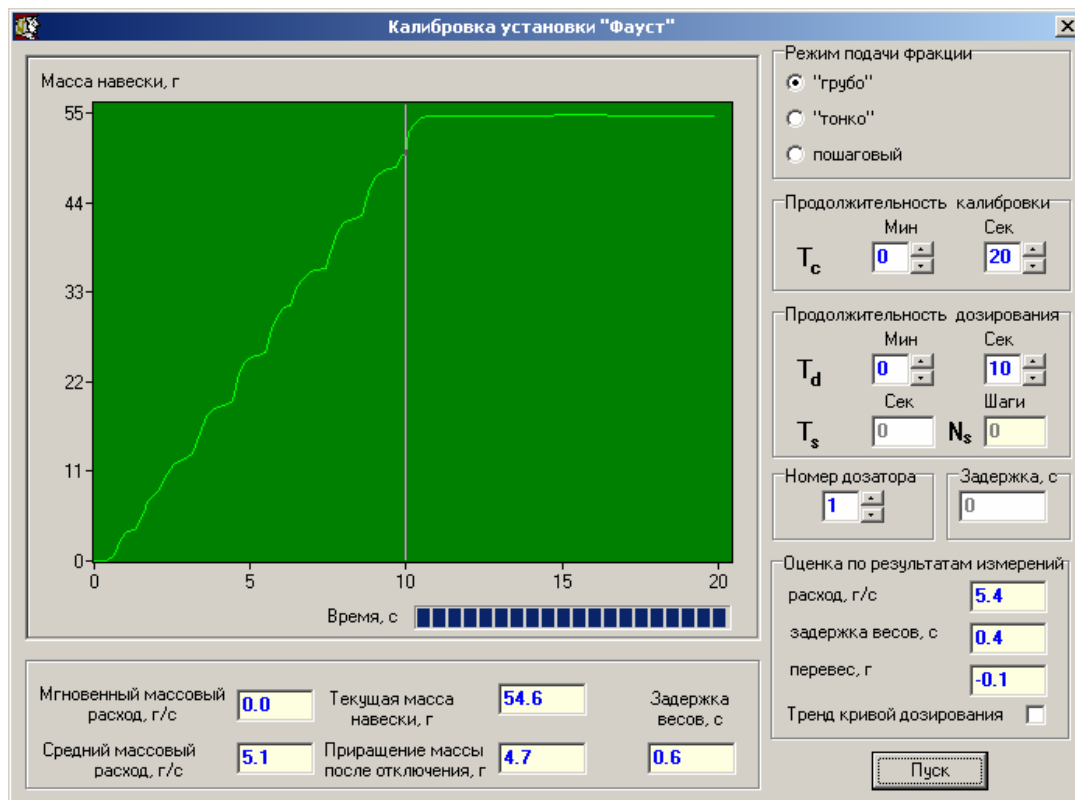
- Recipe:** Навеска для твэла: БОР-60, № партии топлива: 2
- Masses:** Масса навески, г: 89.0 ± 0.8, Масса плутония, г: [blank] ± [blank]
- Fuel Fractions Table:**

фракция	1	2	3	4	5	getter
остаток	338.9	333.5	211.0	140.4	683.5	[blank]
- Task Details:** Задание № 2, Навесок - всего по заданию: 20, изготовлено: 1
- Task Table:**

№	Навеска, г	Pu, г	Брак	№ конт.	Время	Ф-1, г
1	88.7	[blank]	годен	777	0:24	20.3
- Operator and Container:** Оператор: [blank], Номер контейнера: 999, Автоматический режим работы:
- Dosing Process (Слой: 1):**
 - Фракция 1: Масса, г: 4.40, Отклонение, г: -13.40, Расход, г/с: 0.00
 - Фракция 2: Масса, г: [blank], Отклонение, г: [blank], Расход, г/с: [blank]
 - Фракция 3: Масса, г: [blank], Отклонение, г: [blank], Расход, г/с: [blank]
 - Фракция 4: Масса, г: [blank], Отклонение, г: [blank], Расход, г/с: [blank]
 - Фракция 5: Масса, г: [blank], Отклонение, г: [blank], Расход, г/с: [blank]
 - Геттер: Масса, г: [blank], Отклонение, г: [blank], Расход, г/с: [blank]
- Process Status:** Состояние процесса: Грубое дозирование фракции № 1 (indicated in green text on a black background). A "Стоп" (Stop) button is visible.
- Footer:** Задание: [blank], Рецепт: [blank], Задание: БОР-60 партия N 2 (2), Режим дозирования непрерывный, Выполняется задание EN

Вид окна программы при выполнении задания

Для облегчения процесса калибровки вибропитателей в набор функций программы GMC-FAUST включен также специальный сервис – «Калибровка установки ФАУСТ». Данный сервис позволяет задавать требуемую производительность вибропитателей при различных режимах работы установки.



Вид окна «Калибровка установки ФАУСТ»

Разработка управляющей программы GMC-FAUST, в основном, преследовала две цели:

- 1) повысить управляемость процесса составления навески на установке ФАУСТ в результате контроля массы каждой фракции топлива;
- 2) предоставить возможность контроля содержания плутония в сформированной навеске.

Результатом достижения поставленных целей стало ужесточение контроля качества навески и, как следствие, повышение качества твэла в целом. Кроме того, разработанное программное обеспечение сделало возможным, за счёт контроля содержания плутония, составление навески МОКС-топлива для твэлов реактора БН-800.

Список литературы

1. Маёршин А.А. Тепловыделяющие элементы с виброуплотнённым оксидным топливом. – Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. – 327 с.
2. Повидайло В.А. Расчёт и конструирование вибрационных питателей. – М.: Машгиз, 1962.

С.В. Трехонин

ИЗУЧЕНИЕ ВЛИЯНИЯ ВАКУУМНО-ТЕРМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКИ МОКС-ГРАНУЛЯТА НА КИСЛОРОДНЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ (ОТНОШЕНИЕ О/М)

В производстве гранулята МОКС возможно получение смешанных оксидов нестехиометрического состава. В технической документации «МОКС-гранулят реактора БН-600. Технические условия 9Н.2701.000.01 ТУ» техническими условиями определено атомное отношение кислорода к смеси изотопов урана, плутония и америция (кислородный коэффициент) в МОКС-грануляте, составляющее $(2,00 \pm 0,03)$ отн. ед.

В технологии есть несколько операций, которые могут повлиять на отношение О/М в МОКС-грануляте. На его значение могут оказывать влияние условия проведения электрохимического процесса получения катодных осадков из смеси диоксидов урана и плутония, причём как в сторону увеличения (следствие присутствия молекулярного кислорода в системе), так и в сторону снижения по мере повышения активности используемого в процессе пирографита. Водная отмывка и последующая сушка порошка при температуре $90\text{ }^{\circ}\text{C}$ могут привести к увеличению кислородного коэффициента гранулята. В процессе вакуумно-термической обработки (ВТО) гранулята (заключительная операция подготовки порошка, проводимая для удаления следов захваченного электролита) кислородный коэффициент может уменьшаться, так как известно, что оксиды урана и плутония способны терять кислород при длительном нагревании в вакууме [1]. В то же время при извлечении из печи горячего гранулята (температура более $100\text{ }^{\circ}\text{C}$) на воздухе может наблюдаться некоторое повышение его кислородного коэффициента [2].

Вакуумно-термическая обработка оксидного гранулята проводится при температуре $900\text{ }^{\circ}\text{C}$ и остаточном давлении в аппарате $1,3 \cdot 10^{-3}$ Па в течение 100 ч. Поэтому целью настоящей работы стала оценка влияния данной процедуры на кислородный коэффициент смеси диоксидов урана и плутония.

В работу были взяты полидисперсные порошки, полученные из четырёх последовательно изготовленных катодных осадков № 313–316. От каждого порошка было отобрано по две пробы до ВТО и после неё. Определение кислородного коэффициента для отобранных проб проводили по методике, используемой для сертификации МОКС-гранулята.

Полученные данные свидетельствуют о том, что кислородный коэффициент всех партий гранулята изменяется от 1,989 до 2,022, что соответствует требованиям ТУ на МОКС-гранулят.

Вакуумно-термическая обработка приводит, главным образом, к небольшому понижению кислородного коэффициента. Однако при использовании осадка № 313 наблюдается повышение кислородного коэффициента продукта, что может быть обусловлено только недостаточным охлаждением вакуумной печи перед извлечением из неё гранулята.

**Кислородный коэффициент МОКС-гранулята
до и после вакуумной отгонки, отн. ед.**

Номер осадка	До ВТО	После ВТО	Изменение кислородного коэффициента
313-1	1,989	2,021	0,032
313-2	1,997	2,019	0,022
314-1	2,019	2,018	- 0,001
314-2	2,022	2,010	- 0,012
315-1	2,018	2,011	- 0,007
315-2	2,009	2,006	- 0,003
316-1	2,007	2,001	- 0,006
316-2	2,009	2,012	0,003

В целом весь продукт, подвергнутый вакуумно-термической обработке, по кислородному показателю соответствует техническим условиям.

Список литературы

1. Воронов Н.М., Сафронова Р.Н., Войтехова Е.А. Высокотемпературная химия окислов урана и их соединений. – М.: Атомиздат, 1971.
2. Blackburn P.E., Johnson C.E. Chemical Modeling of Uranium, Plutonium and Oxygen Redistribution in Oxide Fuels by Vapor Transport and Diffusion. – Proc. Simp. Termodinamics of Nuclear Materials, Austria, Vienna, October 21–25, 1974.– Vienna: IAEA, 1974.

В.В. Мишутин, С.И. Феоктистова, В.С. Ишунин

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ВИБРОУПЛОТНЕНИЯ

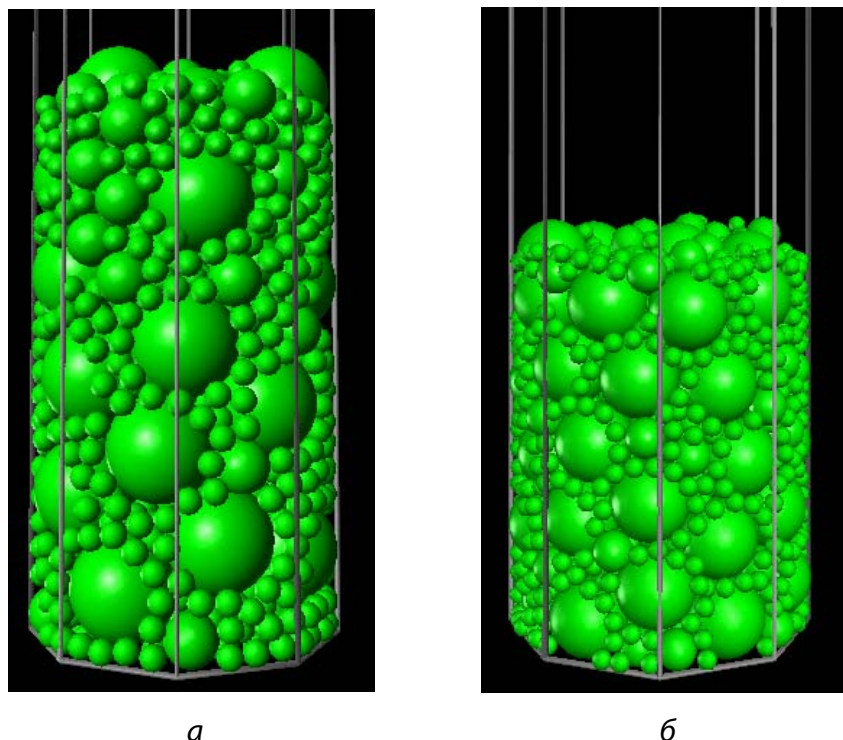
В связи с тем, что технология производства твэлов методом виброуплотнения топлива достигла этапа промышленного внедрения, разработка нового оборудования требует углубленных знаний фундаментальных основ процесса виброуплотнения. Применение механических смесей оксидов урана и плутония ставит вопросы о равномерности распределения их по высоте топливного сердечника. Проведена работа по созданию математической модели процесса заполнения цилиндрической оболочки сферическими частицами. Модель реализована в виде программ.

Моделированием засыпки порошка сферических частиц в цилиндрические оболочки занимались несколько организаций в России (СССР), США, Бельгии. Обзор работ достаточно полно представлен в монографии А.А. Маёршина «Тепловыделяющие элементы с виброуплотнённым оксидным топливом»*. Практически все работы выполнены в семидесятые годы либо геометрическими расчётами «на бумаге», либо методом физического моделирования. С развитием вычислительной техники появилась возможность провести математическое моделирование этого процесса, уточнить или пересмотреть ранее полученные результаты.

Проведены серии расчётов, моделирующих заполнение цилиндрических оболочек шаровыми частицами. Полученные расчётные данные по влиянию отношения внутреннего диаметра оболочки к диаметру шаровых частиц на плотность упаковки в цилиндрической оболочке качественно согласуются с ранее полученными данными.

Разработаны и отлажены две расчётные программы для расчёта двух- и трёхфракционных составов для проверки расчётных результатов по имеющимся литературным данным для таких систем. Третий вариант кода позволяет рассчитывать системы с произвольным распределением частиц по размерам.

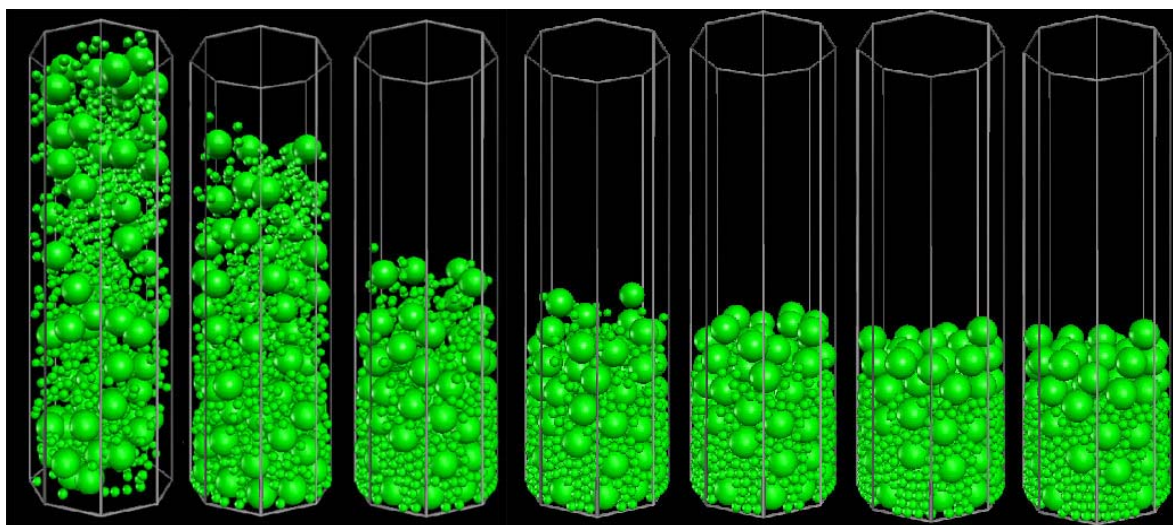
Полученная в результате расчёта конфигурация укладки может быть сохранена и использована для анализа или для дополнительных расчётов.



Укладка (а, б) трёхфракционных смесей сферических частиц в цилиндрическую оболочку

Были проведены пробные расчёты укладки шаровых частиц с различным распределением их по размерам. Для некоторых гранулометрических составов наблюдается явление сегрегации частиц при равномерном начальном распределении этих частиц.

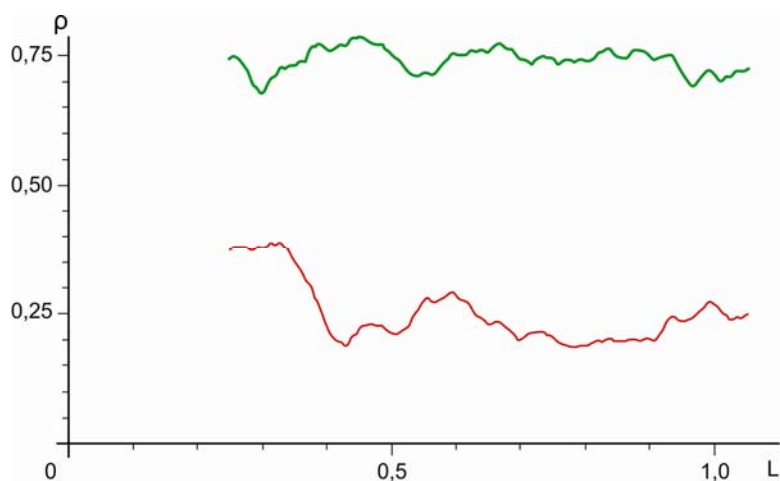
* Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007. – 327 с.



Сегрегация частиц при заполнении цилиндрической оболочки

Для укладки сферических частиц в цилиндрическую оболочку написана программа расчёта плотности вероятности распределения частиц по высоте цилиндрической оболочки.

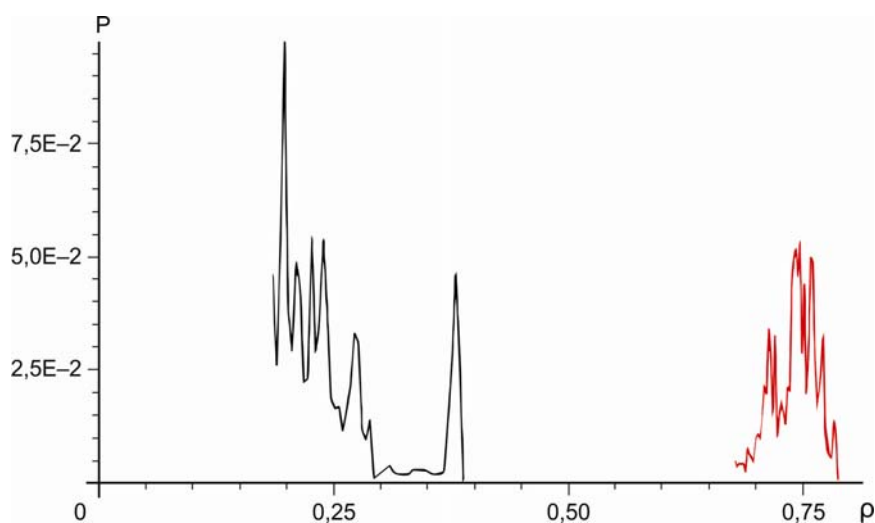
Для заданного распределения некоторого компонента в частицах написана программа расчёта плотности вероятности распределения компонента по высоте оболочки.



Распределение общей плотности частиц ρ по высоте цилиндрической оболочки (зелёная кривая) и плотности компонента, содержащегося в мелкой фракции (красная кривая) для укладки трёхфракционной смеси

Математическая модель позволяет рассчитывать укладки полидисперсных и двух- и трёхфракционных смесей сферических частиц в цилиндрические оболочки и получать распределение плотности и концентрации по высоте цилиндрической оболочки. Это делает возможным расчётный анализ неравномерности распределения плотности и концентрации.

Модельное распределение плотности и концентрации может быть использовано при моделировании неоднородностей в твэле.



Плотность вероятности P для функции распределения компонента (чёрная кривая) и распределение плотности частиц (красная кривая) для укладки трёхфракционной смеси в цилиндрическую оболочку (для механической смеси)

Полученные данные пробных расчётов совпадают с данными опубликованных работ по математическому и физическому моделированию засыпки частиц в цилиндрические оболочки. В пробных расчётах наблюдалось явление сегрегации полидисперсных смесей и увеличение плотности укладки по сравнению с монодисперсными частицами.

В.С. Ишунин

МЕТОД ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ И ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРА БН-600

Анодное растворение является одним из эффективных способов дезактивации поверхностей оборудования из нержавеющей стали. Метод используется при дезактивации оборудования на АЭС, предприятиях судостроительной и радиохимической промышленности. С его помощью вместе с поверхностным слоем металла удаляются оксидные плёнки, коррозионные отложения и радиоактивные загрязнения различной природы. В качестве электролита могут быть использованы разбавленные растворы минеральных и сильных органических кислот. Использование знакопеременного электрода позволяет существенно повысить эффективность, производительность и универсальность этого процесса, упростить состав электролитов, снизить объём жидких радиоактивных отходов и выделение газов.

Для испытания метода была создана установка электрохимической дезактивации (УЭХДп-50М), предназначенная для удаления радиоактивных прочно

фиксированных загрязнений с металлических поверхностей оборудования, оснастки и инструмента. В комплект установки входит низкоомный переносной электрод. Электрооборудование установки обеспечивает режимы дезактивации со знакопеременным током. Основной конструкционный материал установки – коррозионно-стойкая сталь 12Х18Н10Т (ГОСТ 5632). В качестве электролитов используют разбавленные растворы HNO_3 .

Испытания установки УХЭДп-50М проводили по программе, которая предусматривала:

- проверку работоспособности установки при дезактивации оборудования и твэлов;
- определение режимов, обеспечивающих наибольшую эффективность дезактивации;
- получение исходных данных для разработки инструкции по эксплуатации установки УЭХДп-50М;
- подготовку персонала к эксплуатации установки.

При испытании установки визуально контролировали появление пара над электродом и отсутствие искрения между электродом и деталью.

Эффективность дезактивации определяли измерением α -активности: методом сухого мазка – для снимаемого загрязнения ($A_{\text{сним}}$, α -част./ $(\text{см}^2 \cdot \text{мин})$); методом прямого измерения – для фиксированного загрязнения ($A_{\text{фикс}}$, α -част./ $(\text{см}^2 \cdot \text{мин})$).

Дезактивация оборудования. Испытания установки проводили на шести пластинах из нержавеющей стали площадью 1 м^2 с загрязнением 500–100000 α -част./ $(\text{см}^2 \cdot \text{мин})$.

1	2	3
4	5	6
7	8	9

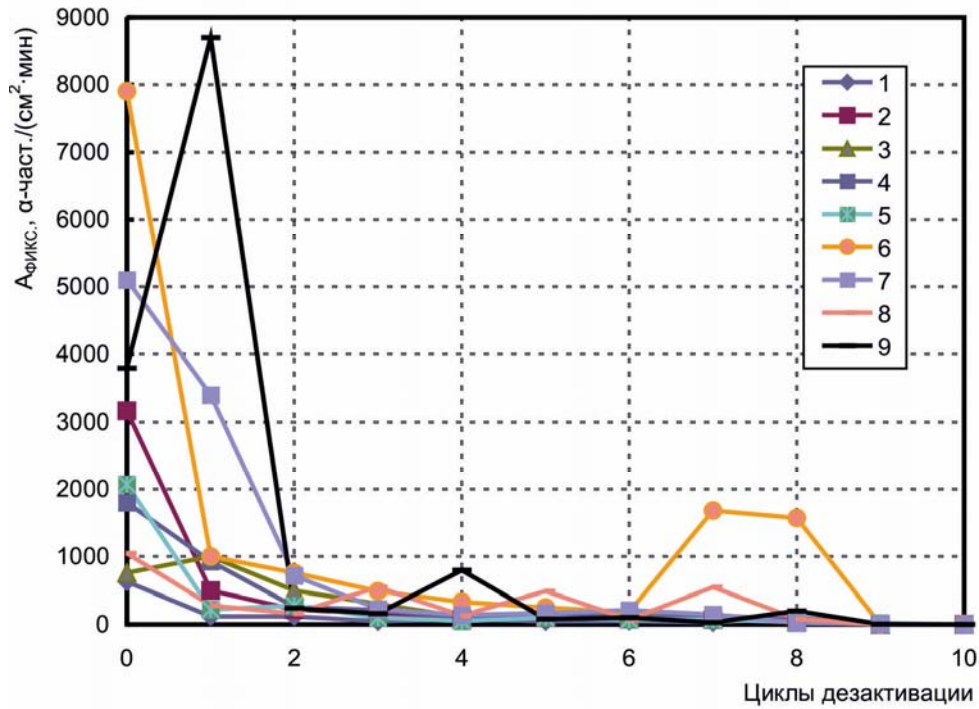
*Расположение зон контроля
загрязнённости поверхности*

На пластинах расположены точки контроля. Нумерация зон контроля была выполнена таким образом, чтобы движение слива жидкостей было направлено от зон с меньшим порядковым номером к зонам с большим порядковым номером.

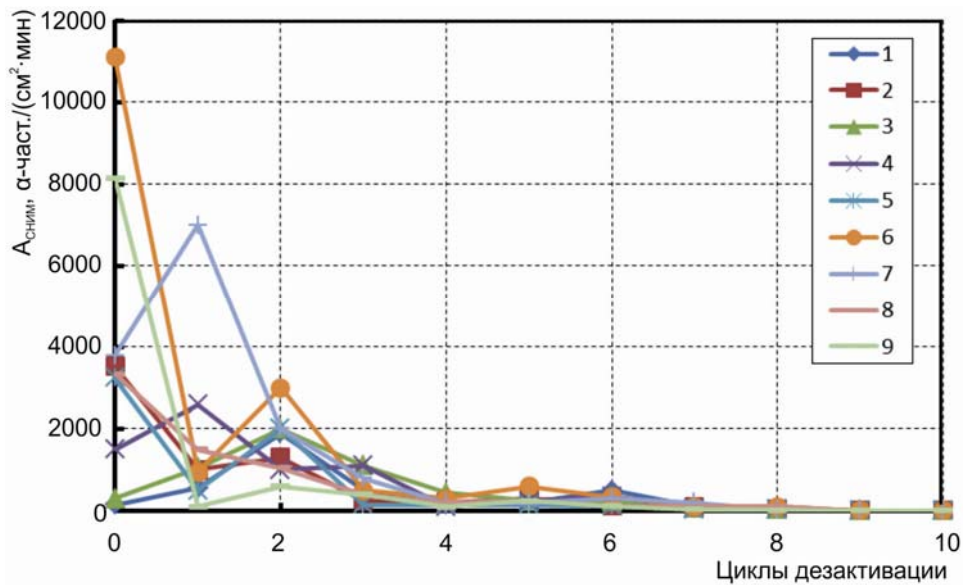
В качестве примера приведены данные по изменению фиксированного и снимаемого загрязнения при дезактивации одной из пластин.

По результатам испытаний выданы рекомендации по методике электрохимической дезактивации поверхностей оборудования из нержавеющей стали с различной загрязнённостью. Одно из важнейших условий высокой эффектив-

ности дезактивации – периодический контроль загрязнённости и дезактивация щётки низкоомного электрода. Уровень загрязнённости её не должен превышать 2/3 уровня загрязнённости дезактивируемой поверхности.



Изменение фиксированной загрязнённости при дезактивации поверхности образца из нержавеющей стали (1–9 – точки контроля загрязнённости)



Изменение снимаемой загрязнённости при дезактивации поверхности образца из нержавеющей стали (1–9 – точки контроля загрязнённости)

С помощью установки УЭХДп-50М была проведена дезактивация внутренней поверхности камеры КР-01 до уровня, позволяющего проводить работы по монтажу модернизированного оборудования технологического комплекса.

Дезактивация твэлов. Были проверены возможность применения электрохимического метода и установка УЭХДп-50М для дезактивации реактора БН-600.

В качестве примера приведены данные по динамике дезактивации твэла реактора БН-600.

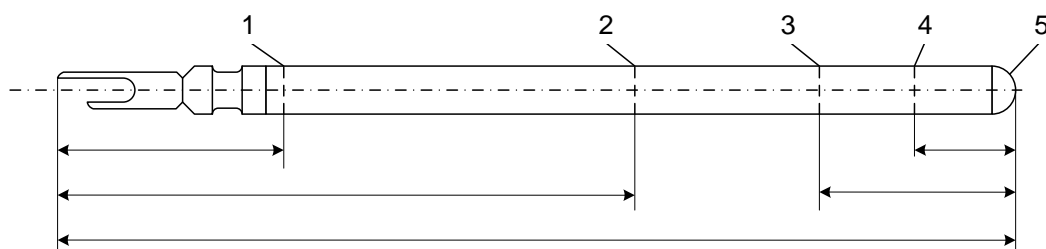
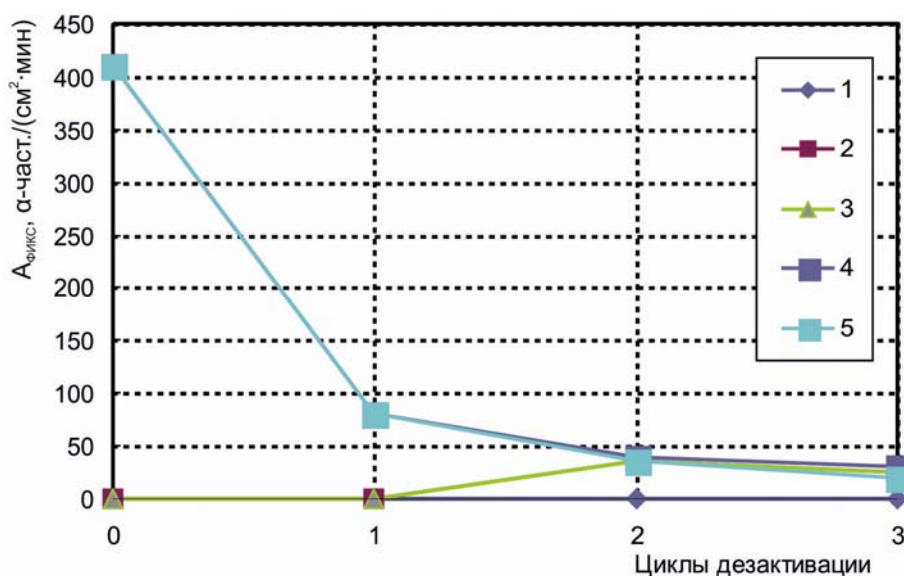


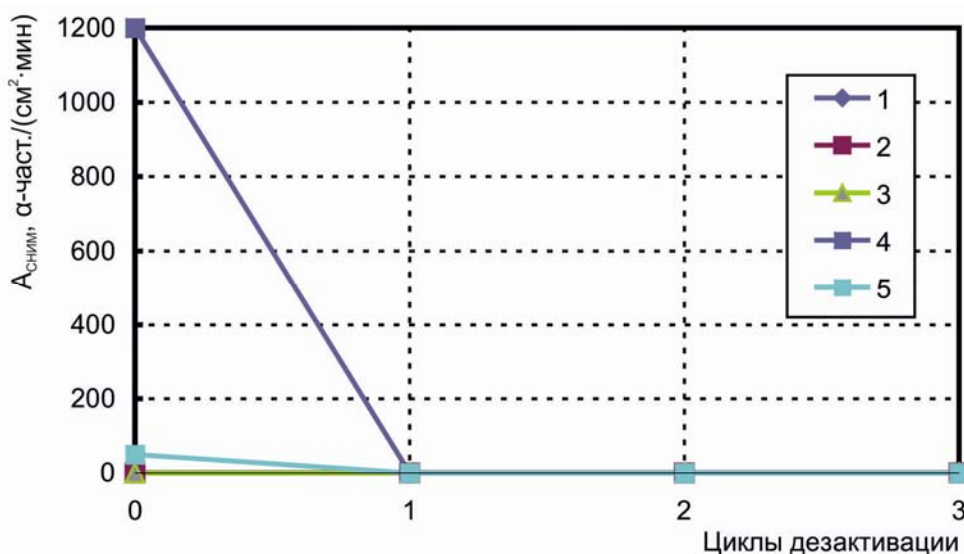
Схема твэла реактора БН-600
(1–5 – точки контроля загрязнённости)

Можно видеть, что значительная часть как снимаемого, так и фиксированного загрязнения поверхности твэла во всех контрольных точках удаляется в первом цикле дезактивации.

В ходе контрольных испытаний установки УЭХДп-50М были получены данные по эффективности дезактивации твэлов с разной начальной загрязнённостью при дезактивации на разных режимах. Для повышения эффективности дезактивации твэлов и улучшения качества обработанных их поверхностей в состав электролита рекомендовано вводить этиловый спирт до 10–15 % от объёма электролита.



Изменение фиксированной загрязнённости
при дезактивации поверхности твэла реактора БН-600
(1–5 – точки контроля загрязнённости)



*Изменение снимаемой загрязнённости
при дезактивации поверхности ТВЭЛ реактора БН-600
(1–5 – точки контроля загрязнённости)*

В результате предварительной работы был рекомендован электролит: 3–5 %-й раствор HNO_3 с 10–15 %-й добавкой этилового спирта, ток электролиза – переменный ток с частотой 50 Гц и силой от 0,5 до 3 А на один квадратный сантиметр дезактивируемой поверхности. При работе с очень большой загрязнённостью (больше 1000 α -част./ $\text{см}^2\cdot\text{мин}$) следует проводить промывку низкоомного переносного электрода дезактивирующими растворами и периодический контроль его загрязнённости.

В этом режиме было дезактивировано 145 ТВЭЛов типа БН-600.

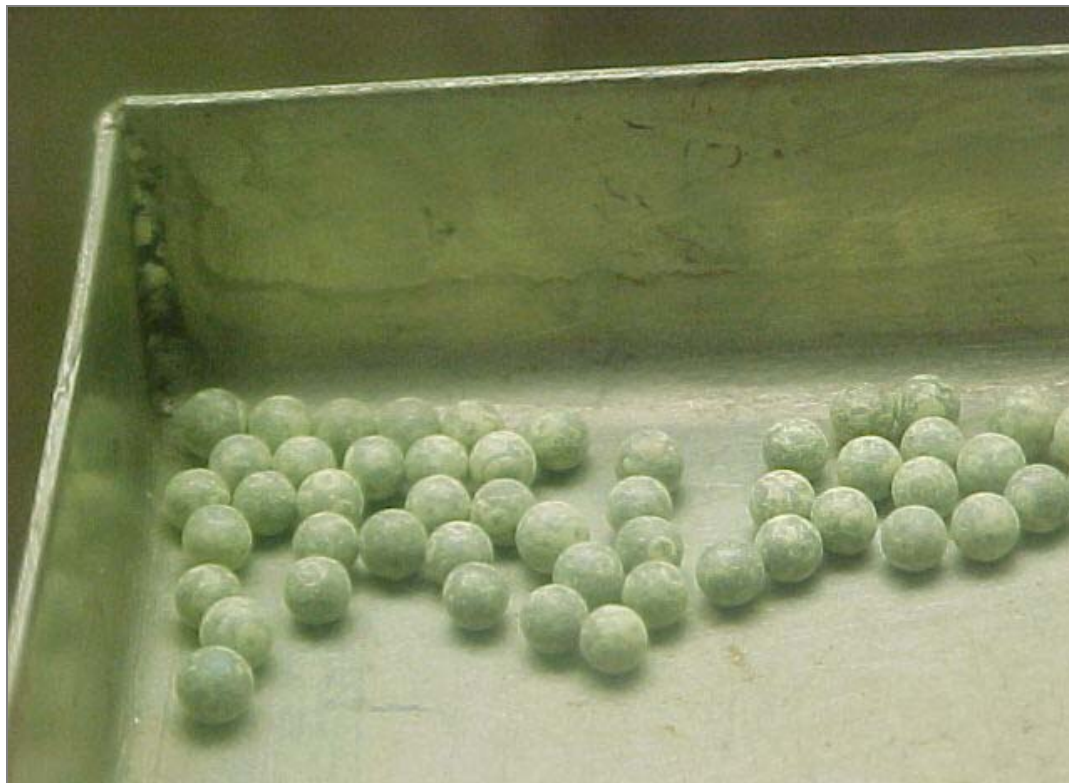
*О.Л. Алаторская, А.А. Ягель,
Н.Н. Жаворонков, А.В. Киселёв*

ПЕРЕРАБОТКА (UN–W)-КОМПОЗИЦИИ В ДИОКСИД УРАНА

В рамках программы ВОУ–НОУ (высокообогащённый уран–низкообогащённый уран) по консолидации и последующей конверсии высокообогащённого урана в низкообогащённый уран в институт поступило на переработку неиспользованное топливо исследовательского реактора. Исходный материал представлял собой шарики из нитрида урана, помещённые в вольфрамовую оболочку, с диаметром 4,0–4,3 мм. Наружная поверхность вольфрама частично окислена до образования на ней плохо сцеплённого с металлом слоя оксидов вольфрама.

Материал был поставлен двумя партиями, причём во второй партии продукт находился в двух упаковках. Основная масса материала обеих поставок содержала

уран с обогащением 90 % по ^{235}U . Во второй поставке небольшая часть урана имела обогащение 21 %.



Внешний вид исходного (UN–W)-материала

Нет сведений о возможности переработки этого материала с целью извлечения урана. Для решения данной задачи было проверено два метода.

Первый метод заключался в окислении материала на воздухе при температуре 1000–1100 °С. Разделение урана и вольфрама основано на высокой летучести оксидов вольфрама. Уран в этих условиях окисляется до октаоксида триурана (U_3O_8), который сразу может быть направлен на процедуру снижения изотопного состава урана.

В процессе экспериментальной проверки метода было установлено, что в вольфрамовой оболочке присутствует хром, который не образует летучих кислородных соединений и при высокотемпературной прокатке образцов от урана на воздухе не отделяется. Массовая доля примесей, главным образом оксида хрома и вольфрамата урана, в продукте, полученном после термообработки образцов материала в атмосфере воздуха, составила около 20 %. Такой продукт требует дополнительной переработки.

Второй метод – электрохимическая переработка материала в солевом расплаве. Этот метод включал операции, проводимые при температуре 630–650 °С:

- хлорирование исходного продукта в расплаве $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$;
- извлечение урана из расплава электролизом с получением на катоде осадка из диоксида урана.

При хлорировании в расплаве вольфрам образует летучие хлориды, которые либо конденсируются на менее нагретых элементах оборудования (верхней части пирографитовой ванны аппарата и его крышке) и в системе очистки отработавших технологических газов от аэрозолей, либо улавливаются в колонне системы поглощения хлора. При хлорировании нитрида урана в расплаве образуется преимущественно хлорид четырёхвалентного урана, который в негерметичном аппарате частично окисляется кислородом воздуха до уранилхлорида. При этом хром переходит в хлоридное состояние и фиксируется расплавом.

Перед электролизом расплав окисляли кислородом с целью полного перевода его в уранилхлорид. Оставшийся в расплаве молибден образует оксихлоридные соединения, которые также, как и его хлориды, являются весьма летучими соединениями и удаляются из расплава.

Электролиз расплава $\text{NaCl}-2\text{CsCl}$, содержащего уранилхлорид, – хорошо изученный и отработанный процесс, используемый в технологии получения гранулированного порошка диоксида урана, UO_2 -гранулята.

Результаты экспериментальной проверки электрохимического метода показали, что он позволяет получить продукт высокой чистоты. После очистки от захваченного электролита из диоксида урана окислением на воздухе получили октаоксид триурана с массовой долей примесей менее 0,5 %.



Фрагменты катодного осадка UO_2

Электрохимический способ был выбран для переработки всей партии материала.

**Сводные данные по переработке (UN–W)-материала
пироэлектрохимическим методом**

Номер процесса	$M_{ИМ}$, г	M_{UO_2} , г	M_U , г	$M_{UП}$, г	M_{WC} , г
249 250 254	66137,1	19122,6	16453,1	19538,3	24190,0
256	34897,9	10284,3	8904,2	10004,8	31584,8
257 268	39973,1	19198,8	16130,8	11945,6	21492,3
269	26141,5	10626,7	7031,7	7816,2	19200,8
270	23779,7	11503,4	8588,4	7804,2	22155,1
Всего	190929,3	70735,8	57108,2	57109,1	118623

Примечание. $M_{ИМ}$ – масса исходного материала, поступившего на переработку.
 M_{UO_2} – масса диоксида урана, полученного электролизом расплава при переработке всего исходного материала.
 M_U – масса урана в полученном диоксиде урана.
 $M_{UП}$ – масса урана в исходном материале по данным поставщика.
 M_{WC} – масса соединений вольфрама (сложного химического состава), извлечённых из исходного материала в ходе его переработки электрохимическим методом.

Уловить летучие соединения вольфрама в ходе электрохимической переработки материала в полном объёме не удалось. Основная масса хлоридных соединений вольфрама на стадии хлорирования исходного материала сконцентрировалась на стенках ванны хлоратора-электролизёра и его крышке. Частично хлориды вольфрама были окислены кислородом при подготовке расплава к электролизу. Часть летучих соединений вольфрама (хлоридов и оксихлоридов) поступила в систему поглощения хлора и была уловлена в поглотительной колонне. В целом вольфрам был полностью отделён от урана, однако уловить его смогли только на 70 % от количества, поступившего на переработку с исходным материалом.

В результате пироэлектрохимической переработки исходного материала обеих поставок выход извлечённого урана составил более 99 %. Очистка его от примесей удовлетворяет требованиям к исходному продукту программы ВОУ–НОУ по этому показателю.

В.С. Ишунин, В.В. Мишутин, С.И. Феоктистова



ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

4

ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2011

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В 2011 году исследования по разработке технологий замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) для реакторов на быстрых нейтронах (РБН) проводились в рамках выполнения проектов федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» и контрактов с Госкорпорацией «Росатом», направленных на решение внутриотраслевых задач.

Исследования и разработки элементов ЗЯТЦ реакторов на быстрых нейтронах продолжили работы, начатые в 2010 году, и были направлены:

- ◆ на отработку отдельных технологических операций на реальном нитридном отработавшем ядерном топливе (ОЯТ):
 - снятия оболочек твэлов жидким цинком,
 - удаления остатков ОЯТ с оболочки твэлов для достижения возврата в цикл максимального количества ядерных материалов,
 - компактирования радиоактивных отходов в мураитовую матрицу,
 - сжигания пирографитовых узлов оборудования переработки ОЯТ;
- ◆ на разработку процессов технологической схемы переработки плотного ОЯТ:
 - глубокого фракционирования ядерных отходов, включая онлайн-контроль процесса глубокого фракционирования,
 - аналитического контроля ^{99}Tc в технологических продуктах переработки плотного ОЯТ;
- ◆ на разработку эскизных проектов оборудования и проверку технических решений по конструкции аппаратов:
 - аппарата вакуумной отгонки с системой газоочистки от легколетучих продуктов деления (ПД),
 - установки снятия оболочек твэлов цинком с системой газоочистки,
 - электролизёра непрерывного действия для переработки плотного ОЯТ с циркулируемым жидким кадмиевым катодом,
 - кассетного фильтра для улавливания радионуклидов легколетучих ПД.

Проведены исследования для обоснования технических решений гидрометаллургических технологий переработки топлива любого состава (МОКС, металлического, смешанного нитридного), предложенных в качестве технологий замыкания ядерного топливного цикла. Разработаны эскизные проекты на прототипные установки; эскизные и технические проекты на установки окисления и термообработки нитридного топлива с сухой сепарацией ОЯТ и фрагментов оболочек, растворения топлива, газоочистки для операций окисления и термообработки. Разработаны эскизные и технические проекты экстракционной и выпарной частей установки экстракционно-кристаллизационных операций. Изготовлена и смонтирована в «горячей» камере К-10 лабораторная установка растворения ОЯТ для проведения экспериментальных работ в 2012 году.

Результаты экспериментальных работ с использованием облучённого нитридного топлива должны позволить разработать в 2012 году аппаратно-технологическую схему пирохимической переработки нитридного ОЯТ применительно к задаче создания пристанционного ядерного топливного цикла.

Разработаны техническое задание и задание на проектирование Полифункционального радиохимического исследовательского комплекса (ПРК) для решения задач создания ЗЯТЦ реакторов на быстрых нейтронах.

Сформированные технологические цепочки защитных камер с различной рабочей средой позволяют в одном технологическом комплексе реализовать исследования и отработку принципиально различных пирохимической и гидрометаллургической технологий, а также комбинаций их по полному циклу регенерации ОЯТ, начиная с разделки отработавших тепловыделяющих сборок и заканчивая получением целевых конечных продуктов и подготовкой отходов к хранению.

Проведены технико-экономические оценки (ТЭО) кандидатных технологий ПРК с учётом технологических, компоновочных решений и планируемого оборудования. По результатам выполненных работ подготовлены ТЭО: варианта привязки к площадке; организации земельного участка; предложений по архитектурно-строительной части; компоновочных решений:

- по технологическим цепочкам комплекса и по обращению с радиоактивными отходами;
- по инженерным системам, теплоснабжению, газозавозоснабжению;
- по системам отопления, вентиляции, электроснабжения, связи и сигнализации.

Полученные в результате проведения технико-экономического обоснования данные, несмотря на консервативность, являются объективными, что позволяет в дальнейшем использовать их в 2012 году при разработке проекта ПРК.

В 2011 году продолжались фундаментальные исследования с целью получения недостающих данных о поведении элементов в системе «галогенидный расплав–жидкий металл». Для разработки метода глубокого фракционирования отходов с целью снижения содержания ядерных материалов в отходах до 0,1 % проведены исследования по определению условных стандартных потенциалов, коэффициентов активности и растворимости f-элементов в биметаллических жидких электродах. Созданная математическая модель поведения f-элементов в биметаллических жидких электродах показывает высокие коэффициенты разделения редкоземельных материалов и урана (около 10^5 – 10^7), что позволяет делать вывод о наличии благоприятных предпосылок для разработки процессов глубокого фракционирования и достижения высоких степеней очистки в процессах переработки плотного ОЯТ на биметаллических электродах. Данные, полученные различными методами, показывают удовлетворительную сходимость.

Дальнейшие исследования и разработка технологий ЗЯТЦ реакторов на быстрых нейтронах будут направлены:

- на отработку и обоснование технологических решений головных и завершающих операций переработки на реальном нитридном отработавшем топливе;
- на изготовление опытных образцов технологического оборудования для переработки ОЯТ;
- на разработку проекта и системы аналитического обеспечения пирохимических и гидрометаллургических процессов ПРК.

ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНЫЙ РАДИОХИМИЧЕСКИЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ КОМПЛЕКС. ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ОЦЕНКИ КОМБИНИРУЕМЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Для разработки технологических решений и демонстрации замыкания ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах на площадке ГНЦ НИИАР предусмотрено строительство Полифункционального радиохимического исследовательского комплекса (ПРК).

В ПРК планируется реализовать полный исследовательский цикл по экспериментальной и опытно-промышленной переработке отработавшего ядерного топлива реакторов на быстрых нейтронах. В качестве базовых технологий приняты две технологические схемы переработки ОЯТ РБН:

- ♦ первая схема – процессы переработки ОЯТ по пирохимической технологии, разработанной в ГНЦ НИИАР, планируются на первой технологической нитке ПРК, в структуру которой входит технологическая цепочка защитных камер, обеспечивающих возможность работы как в воздушной, так и в инертной среде, с установками для исследования процессов переработки любого ОЯТ (плотного, оксидного) реакторов на быстрых нейтронах;

- ♦ вторая схема – процессы переработки ОЯТ по гидрометаллургической технологии, разработанной в ОАО «ВНИИНМ» с участием Научно-производственного объединения «Радиевый институт», планируются на второй технологической нитке ПРК, в структуру которой входит технологическая цепочка защитных камер, обеспечивающих возможность работы в воздушной среде с установками для исследования процессов переработки любого вида ОЯТ (плотного, оксидного).

Технологические цепочки защитных камер с различной рабочей средой позволяют в одном технологическом комплексе реализовать исследования и отработку принципиально различных пирохимической и гидрометаллургической технологий, а также комбинаций их по полному циклу регенерации ОЯТ, начиная с разделки отработавших тепловыделяющих сборок и заканчивая получением целевых конечных продуктов и кондиционированием отходов.

Выбор технологии переработки ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах ещё не сделан, однако результаты зарубежного опыта и отечественных лабораторных и опытно-промышленных разработок позволяют сделать вывод о технической осуществимости всех требуемых переделов замкнутого ядерного топливного цикла.

Технология переработки ОЯТ РБН должна:

- обеспечивать переработку оксидного, нитридного и металлического ОЯТ активной зоны реакторов БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800, МБИР, СВБР, БРЕСТ;

- обеспечивать получение в качестве целевых продуктов (с коэффициентом очистки от продуктов деления 10^3) порошка смешанных оксидов урана, плутония, нептуния; порошок оксидов младших актинидов с примесью редкоземельных элементов; сплав металлов. Продукты переработки могут сохранять активность, по которой они будут относиться к категории облучённых материалов;

- обеспечивать замыкание ядерного топливного цикла по урану, плутонию и, в перспективе, по минор-актинидам с потерями актинидов в радиоактивных отходах (РАО) не более 0,1 %;

- допускать переработку ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах после одного года хранения;

- исключать операции выделения плутония в чистом виде;

- не допускать длительного хранения высоко- и среднеактивных отходов в жидком (в том числе расплавленном) и газообразном виде;

- предусматривать возможность унификации и объединения по головным операциям и операциям обращения с РАО с заводом по переработке ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах.

В рамках работ по проекту создания ПРК проведены технико-экономические оценки кандидатных технологий ПРК. В результате выполнения работ подготовлены ТЭО: варианта привязки к площадке; организации земельного участка; предложений по архитектурно-строительной части; компоновочных решений:

- по технологическим цепочкам комплекса и по обращению с радиоактивными отходами;

- по инженерным системам, теплоснабжению, газозавозоснабжению;

- по системам отопления, вентиляции, электроснабжения, связи и сигнализации.

Инвестиционные затраты на строительство ПРК определены в соответствии с «Методикой определения стоимости строительной продукции на территории Российской Федерации» (МДС 81-35, 2004), введённой в действие Постановлением Госстроя России в марте 2004 года.

Расчёт инвестиционных затрат выполнен на основании предварительных проработок основных технологических решений с применением экспертных оценок и метода аналогов, предусматривающего использование банка данных укрупнённых сметных нормативов, разработанных для ранее запроектированных или построенных объектов аналогичного назначения.

Затраты на приобретение и монтаж оборудования для приёма и входного контроля отработавших тепловыделяющих сборок; для волоксидации, разделения ОЯТ и оболочек твэлов, конверсии плотного ОЯТ определены исходя из стоимости аналогичного технологического оборудования основного технологического корпуса опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) ФГУП «Горно-химический комбинат» (ФГУП «ГХК») с корректировкой на массогабаритные характеристики и производительность оборудования.

Затраты на приобретение и монтаж оборудования для разделки ОТВС определены на основании коммерческого предложения Конструкторско-технологического филиала Института гидродинамики им. М.А. Лаврентьева Сибирского отделения Российской академии наук.

Затраты на приобретение и монтаж оборудования для проведения исследовательских работ по пирохимической технологии переработки ОЯТ определены исходя из стоимости аналогичного оборудования основного технологического отделения топливного комплекса для производства гранулята ФГУП «ГХК» с корректировкой на массогабаритные характеристики и производительность оборудования.

Затраты на приобретение и монтаж оборудования для проведения исследовательских работ по гидрометаллургической технологии переработки ОЯТ определены исходя из стоимости аналогичного технологического оборудования основного технологического корпуса ОДЦ на ФГУП «ГХК» с корректировкой на массогабаритные характеристики и производительность оборудования.

Затраты на приобретение и монтаж оборудования для обращения с РАО определены с учётом массогабаритных характеристик, грузоподъёмности, производительности и универсальности оборудования исходя из стоимости аналогичного оборудования, используемого на следующих объектах:

– в хранилище остеклованных РАО ФГУП «Производственное объединение "Маяк"» (перегрузочная машина хранилища твёрдых высокоактивных отходов);

– в здании «сухого» хранилища облучённого ядерного топлива реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 (ХОТ-2) ФГУП «ГХК» (подвесной электрический кран, система газоочистки, камеры химического пробоотбора, ёмкостное и насосное оборудование).

Затраты на приобретение и монтаж оборудования для сортировки, ремонта и дезактивации определены исходя из стоимости аналогичного оборудования основного технологического корпуса ОДЦ ФГУП «ГХК».

Затраты на приобретение и монтаж оборудования и приборов лаборатории аналитического контроля определены исходя из стоимости боксов, манипуляторов основного технологического корпуса ОДЦ ФГУП «ГХК», а также приборов лаборатории системы аналитического неразрушающего контроля промышленного производства МОКС-топлива для энергоблока № 4 Белоярской АЭС с реактором БН-800 на ФГУП «ГХК».

Затраты на приобретение и монтаж оборудования и приборов систем инженерного обеспечения определены с учётом потребности ПРК в энергоресурсах и необходимого объёма контроля технологических параметров и с учётом стоимости аналогичного оборудования, используемого:

– на технологических участках промышленного производства МОКС-топлива для энергоблока № 4 Белоярской АЭС с реактором БН-800 ФГУП «ГХК» (электроосвещение, автоматика и управление, система автоматической сигнализации, связь и пожарная сигнализация, система радиационного контроля (СРК), система управления и контроля ядерных материалов, радиоактивные вещества и РАО);

– в основном технологическом корпусе ОДЦ ФГУП «ГХК» (водоснабжение и водоотведение, тепловые сети, отопление и вентиляция, система контроля управления (СКУ) и система мониторинга инженерных систем);

– в Ленинградском отделении филиала «Северо-западный территориальный округ» ФГУП «РосРАО» (газоснабжение);

– в основном технологическом отделении топливного комплекса для производства гранулята ФГУП «ГХК» (КИП);

– в топливном комплексе для производства тепловыделяющих сборок ГНЦ НИИАР (система физической защиты).

**Структура инвестиционных затрат на строительство
основного технологического здания ПРК в базисных ценах 2000 года, млн руб.**

Наименование затрат	Строительно-монтажные работы	Оборудование	Всего	% к итогу
Строительные работы по зданию ПРК	93,0	0	93,0	7,6
Приём и контроль ОТВС	0,1	46,4	46,5	3,8
Разделка ОТВС	10,5	131,4	141,9	11,7
Волоксияция, разделение ОЯТ и оболочек твэлов конверсии плотного ОЯТ	0,4	141,2	141,6	11,6
Проведение исследовательских работ по пирохимической технологии переработки ОЯТ	17,4	179,1	196,5	16,1
Проведение исследовательских работ по гидрометаллургической технологии переработки ОЯТ	7,2	264,6	271,8	22,3
Сортировка, ремонт и дезактивация оборудования	0,8	49,5	50,3	4,1
Обращение с РАО	0,6	32,6	33,2	2,7
Лаборатория аналитического контроля	0,3	64,1	64,4	5,3
Системы инженерного обеспечения:				
Всего	50,1	127,4	177,5	14,6
В том числе:				
отопление и вентиляция	18,0	23,5	41,5	3,4
СРК	0	32,4	32,4	2,7
СКУ	2,5	41,3	43,8	3,6
Итого	180,4	1036,1	1216,5	100,0

Все используемые для технико-экономических оценок аналоги являются проектируемыми производственными зданиями и сооружениями, прошедшими государственную экспертизу.

Полученные в результате проведения работ оценки будут использованы при разработке Полифункционального радиохимического исследовательского комплекса.

М.В. Кормилицын, С.С. Погляд, С.А. Ефаров, Л.А. Кормилицына

ИССЛЕДОВАНИЯ РАСТВОРИМОСТИ УРАНА В ЭВТЕКТИЧЕСКОМ СПЛАВЕ ГАЛЛИЯ И ИНДИЯ МЕТОДОМ ЭЛЕКТРОДВИЖУЩИХ СИЛ

Солевые и металлические расплавы, обладающие высокой термической и радиационной стойкостью, являются перспективными рабочими средами для разработки пироэлектрохимических методов переработки облучённого ядерного топлива (ОЯТ) и практической реализации короткозамкнутого ядерного топливного цикла. Для развития и совершенствования пироэлектрохимических методов переработки ОЯТ необходима детальная и достоверная информация о поведении и свойствах всех компонентов ОЯТ, и прежде всего урана, в жидкосолевых и жидкометаллических средах.

Легкоплавкие металлы могут быть эффективно использованы для разделения (избирательного выделения) компонентов ОЯТ в системе «жидкий металл–солевой расплав» [1, 2]. Одним из наиболее легкоплавких является эвтектический сплав Ga–In (при температуре плавления $T_{пл} = 288,7–289,0$ К), который находится в жидком состоянии уже при комнатной температуре. Широкий диапазон жидких состояний и малое давление паров в системе Ga–In благоприятствуют разработке процессов переработки ОЯТ при относительно невысокой температуре. Работа с ОЯТ в таких условиях позволит существенно упростить технологию и аппаратное оформление процесса фракционирования компонентов ОЯТ системы «солевой электролит–жидкий металл». Для термодинамического обоснования возможности применения многокомпонентных жидкометаллических сплавов в процессах переработки ОЯТ необходимо изучать термодинамические свойства компонентов топлива как в металлических, так и в солевых расплавах. Цель настоящей работы – экспериментальное определение активности, коэффициентов активности и растворимости урана в эвтектическом сплаве галлия и индия при температуре 573–1073 К.

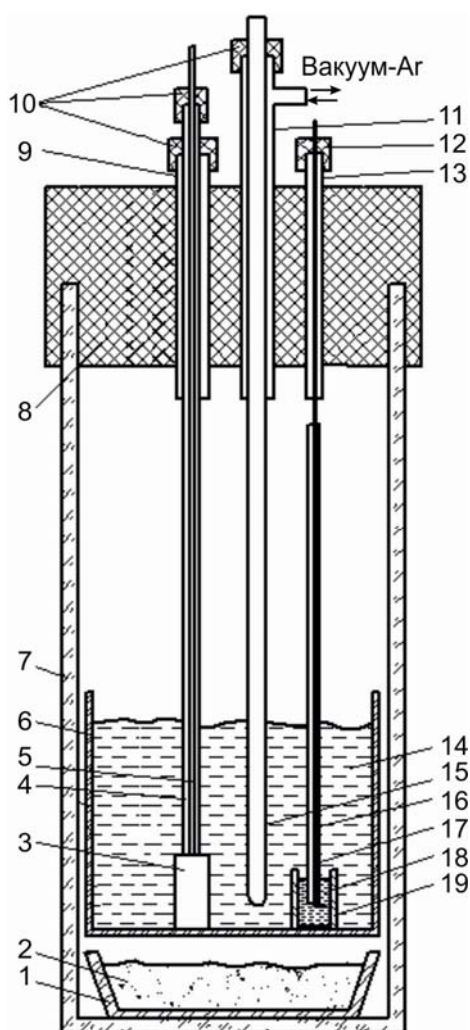
Для определения активности и растворимости урана в жидкометаллических сплавах проводили измерение электродвижущей силы (ЭДС) гальванического элемента: $(-) U | \text{хлоридный расплав} - UCl_3 | U + Ga - In (+)$.

В качестве хлоридного расплава для приготовления рабочих электролитов использовали легкоплавкую эвтектическую смесь LiCl–KCl–CsCl ($T_{пл} = 536$ К). Подготовку хлоридов щелочных металлов для приготовления соли-растворителя проводили по методике, описанной ранее [3]. Солевые расплавы, содержащие хлорид урана (III), готовили анодным растворением металлического урана; в качестве катода при этом использовали хлорный электрод. Массовая доля урана в электролитах составляла 3–5 %. Сплав Ga–In с массовой долей индия 21,8 % [4] готовили в инертном боксе MBrawn Unilab 1200/780 из навесок индивидуальных металлов с содержанием основных компонентов галлия и индия 99,9999 и 99,9995 % соответственно.

Для приготовления урансодержащих металлических сплавов к эвтектике Ga–In добавляли навески металлического урана или сплава урана и галлия (с массовой долей урана около 5 %) или проводили катодное выделение урана на жидкометаллическом сплаве непосредственно в экспериментальной ячейке.

Загрузку компонентов жидкометаллического сплава и урансодержащего электролита в ячейку проводили в инертном боксе. Затем ячейку герметизировали, переносили

в воздушный бокс, оборудованный печами сопротивления, и разогревали до $T = 923\text{--}973\text{ K}$. Электродные потенциалы сплавов измеряли относительно металлического урана компенсационным методом (при нулевом токе) с помощью потенциостата/гальваностата Autolab PGStat 302N. При фиксированной температуре потенциалы сплавов считали равновесными, если они не имели тенденцию к монотонному смещению и изменялись не более чем на $0,1\text{--}0,5\text{ мВ}$ в течение часа. В этом случае значения потенциалов сплавов одинакового состава воспроизводились с погрешностью $\pm (0,1\text{--}0,2)\text{ мВ}$. Измерения проводили при $T = 573\text{--}1073\text{ K}$. Время достижения первых устойчивых значений ЭДС сплавов составляло $5\text{--}6\text{ ч}$. Последующие равновесные значения ЭДС сплавов при изменении температуры достигались через $1\text{--}3\text{ ч}$.



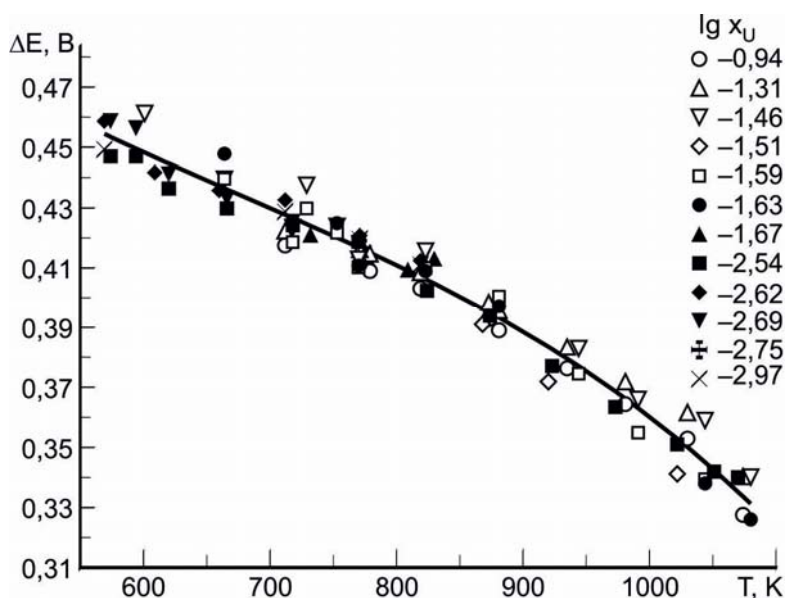
Ячейка для измерений ЭДС гальванического элемента $U | MCl - UCl_3 | U + Ga-In$:
 1 – тигель из оксида алюминия; 2 – геттер (циркониевая стружка); 3 – металлический уран (электрод сравнения); 4, 16 – соломка из оксида алюминия; 5, 17 – токоподводы;
 6 – тигель из оксида бериллия; 7 – кварцевая ячейка; 8 – пробка из вакуумной резины;
 9, 11, 13 – направляющие трубки; 10, 12 – накидные пробки; 14 – электролит,
 15 – чехол для термопары из оксида бериллия; 18 – исследуемый сплав;
 19 – тигель из оксида бериллия

Токоподводом к металлическому урану служил молибденовый стержень, к жидким сплавам – вольфрамовая проволока. Для учёта ЭДС вводили поправку ΔE , рассчитанную по совокупности литературных данных [5]. При $T = 280\text{--}1500\text{ K}$ поправка термо-ЭДС удовлетворительно описывается выражением:

$$\Delta E_{\text{Mo-W}} = 4,27 \cdot 10^{-6} \cdot T^2 - 7,88 \cdot 10^{-3} \cdot T + 1,84 \text{ В.} \quad (1)$$

Активность урана в жидкометаллических сплавах определяли по результатам измерения ЭДС насыщенных по урану двухфазных сплавов. Коэффициенты активности рассчитывали по результатам измерения ЭДС разбавленных (гомогенных) сплавов с известной концентрацией урана. Растворимость урана в жидкометаллических сплавах оценивали по разнице зависимостей активности и коэффициентов активности урана от температуры.

Зависимость ЭДС двухфазных сплавов U–Ga–In от температуры в исследованном диапазоне нелинейная и имеет излом при $T = 900\text{ K}$.



Зависимость ЭДС (с учётом ΔE) двухфазных сплавов U–Ga–In, измеренная относительно металлического урана, от температуры

Аналогичный излом ранее отмечался в работе [6] на зависимости ЭДС от температуры в системе U–Ga при T примерно 920 K . Данный излом связывали с существованием двух модификаций интерметаллида UGa_3 . Зависимость ЭДС двухфазных сплавов Ga–In–U от $T = 569\text{--}1080\text{ K}$ в пересчёте на различные стандартные состояния урана удовлетворительно описывается следующими выражениями:

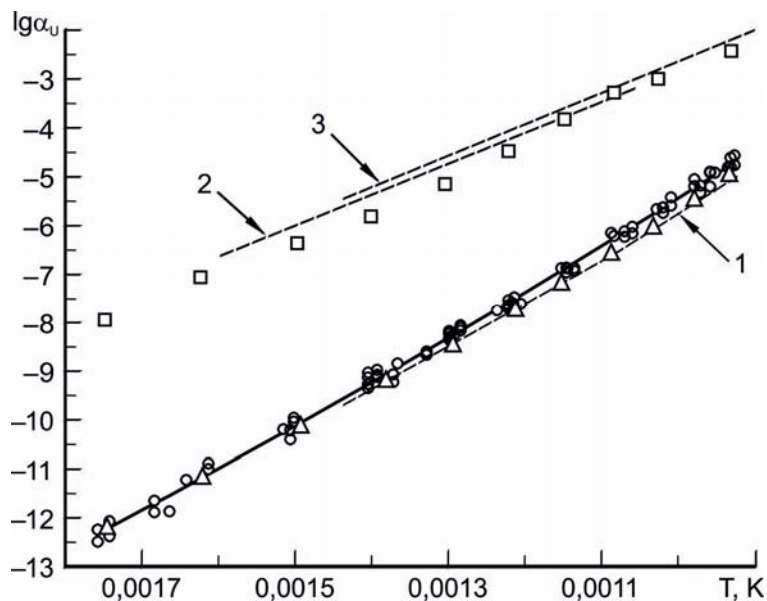
$$E_{\gamma\text{-U(Ga-In)}} = (-2,87 \cdot 10^{-10})T^3 + 5,38 \cdot 10^{-7} \cdot T^2 - 5,45 \cdot 10^{-4} \cdot T + 0,653 (\pm 0,012 \text{ В}); \quad (2)$$

$$E_{\text{ж-U(Ga-In)}} = (-3,34 \cdot 10^{-10})T^3 + 6,50 \cdot 10^{-7} \cdot T^2 - 6,54 \cdot 10^{-4} \cdot T + 0,706 (\pm 0,012 \text{ В}). \quad (3)$$

По результатам измерения ЭДС была рассчитана активность γ -U и переохлаждённого жидкого урана в сплавах на основе эвтектической смеси Ga–In. При $T = 569\text{--}1080\text{ K}$ зависимость активности урана от температуры описывается следующими аналитическими выражениями:

$$\lg\alpha_{\gamma\text{-U}(\text{Ga-In})} = 1,04 \cdot 10^6 \cdot T^{-2} - 1,19 \cdot 10^4 \cdot T^{-1} + 5,49 (\pm 0,24); \quad (4)$$

$$\lg\alpha_{\text{ж-U}(\text{Ga-In})} = 1,04 \cdot 10^6 \cdot T^{-2} - 1,24 \cdot 10^4 \cdot T^{-1} + 5,81 (\pm 0,24). \quad (5)$$



Активность γ -U для сплавов на основе Ga–In (\circ), Ga (Δ), In (\square);
литературные данные: U – Ga (1) [7], U – In (2) [8], U – In (3) [9]

По результатам сравнения полученной в настоящей работе активности γ -урана в сплаве Ga–In–U с имеющимися в литературе данными по активности γ -урана в двойных сплавах Ga–U и In–U видно, что активность урана в сплавах на основе эвтектической смеси Ga–In существенно ниже активности урана в сплавах с индием и близка к активности урана в сплавах с галлием. В научной литературе имеются данные по активности урана в жидких сплавах с галлием и индием только при относительно высокой температуре: 696–1084 K – для системы Ga–U [7] и 626–1130 K – для In–U [8, 9]. Поэтому представляло интерес определить активность урана в сплавах с галлием и индием при более низкой температуре. В настоящей работе была определена активность урана в сплавах с галлием и индием при температуре 573–1073 K. Полученные результаты для γ -урана описываются следующими аналитическими выражениями:

$$\lg\alpha_{\gamma\text{-U}(\text{Ga})} = 1,62 \cdot 10^6 \cdot T^{-2} - 1,31 \cdot 10^4 \cdot T^{-1} + 5,88 (\pm 0,08); \quad (6)$$

$$\lg\alpha_{\gamma\text{-U}(\text{In})} = 1,03 \cdot 10^6 \cdot T^{-2} - 9,64 \cdot 10^3 \cdot T^{-1} + 5,78 (\pm 0,23). \quad (7)$$

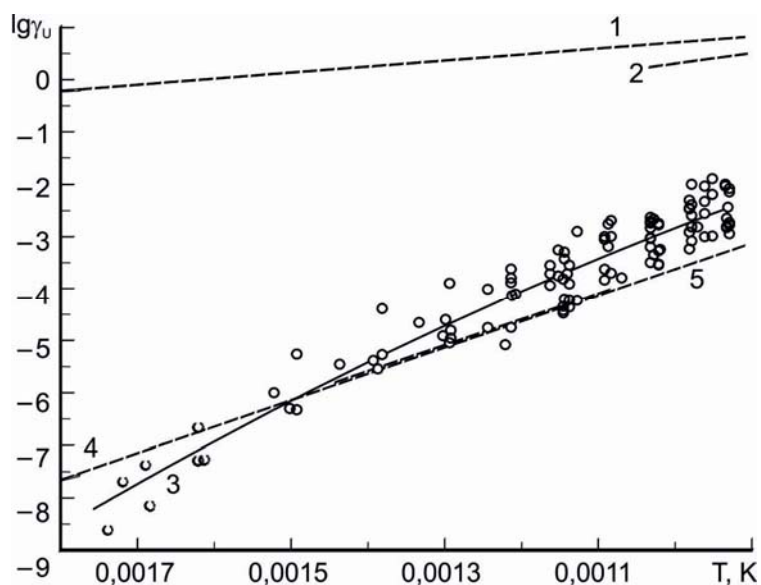
Полученные данные хорошо согласуются с литературными данными. Также следует отметить, что активность урана в жидких сплавах Ga–In–U очень близка к активности урана в сплавах Ga–U, а при температуре ниже 660 К активность урана в этих системах практически одинакова. На основании полученных данных можно сделать вывод, что в двухфазных насыщенных по урану сплавах на основе эвтектической смеси Ga–In присутствует то же соединение, что и в системе на основе галлия, то есть UGa_3 .

Коэффициенты активности γ_U и переохлаждённого жидкого урана при $T = 574$ – 1076 К нелинейные и описываются следующими выражениями:

$$\lg \gamma_{\gamma-U(Ga-In)} = -1,91 \cdot 10^6 \cdot T^{-2} - 2,15 \cdot 10^3 \cdot T^{-1} + 1,42 (\pm 0,67); \quad (8)$$

$$\lg \gamma_{ж-U(Ga-In)} = -1,84 \cdot 10^6 \cdot T^{-2} - 2,80 \cdot 10^3 \cdot T^{-1} + 1,89 (\pm 0,67). \quad (9)$$

Проведено сравнение коэффициентов активности урана в сплавах на основе галлия, индия (по имеющимся литературным данным) и эвтектической смеси Ga–In.



Коэффициенты активности γ_U в жидких сплавах с индием: 1 [10], 2 [7]);
в эвтектическом сплаве Ga – In: 3 (настоящая работа);
в жидких сплавах с галлием: 4 [1], 5 [10]

Следует отметить, что зависимости – линии 1 и 5 – представляют собой результат некритической линейной экстраполяции приведённого в работах [10, 11] уравнения в связи с отсутствием указания температурного интервала, в котором проводилось определение. Из полученных авторами данной работы результатов видно, что коэффициенты активности урана в сплавах Ga–In–U близки к таковым в сплавах Ga–U, а при температуре ниже 670 К они ниже ожидаемых значений для системы Ga–U. Зависимость растворимости сплава Ga–In от $T = 573$ – 1073 К описывается следующим выражением:

$$\lg x_{U(Ga-In)} = 2,94 \cdot 10^6 \cdot T^{-2} - 9,79 \cdot 10^3 \cdot T^{-1} + 4,07. \quad (10)$$

Кривая температурной зависимости растворимости имеет изгиб при температуре 700 К. При более низком значении растворимость урана довольно слабо зависит от температуры.

Значения растворимости урана в сплаве Ga–In находятся между значениями растворимости урана в Ga и In при T выше 740 К. При более низкой температуре растворимость урана в сплаве Ga–In начинает отклоняться в сторону больших значений. Однако следует отметить, что растворимость [7] определяли по результатам химического анализа равновесных расплавов после осаждения избыточной фазы интерметаллидов. Она имеет излом при T = 772 К и при T = 693–772 К следует параллельно зависимости растворимости урана в сплаве Ga–In. Ниже 693 К [7] определили растворимость только при T = 616 К. Как отмечено в работе [12], полученное значение, по-видимому, не соответствует равновесному состоянию.

Таким образом, в результате выполнения данной работы впервые были определены активность, коэффициенты активности и растворимость урана в эвтектическом сплаве Ga–In при T = 573–1073 К. Показано, что в насыщенных по урану двухфазных системах в равновесии с жидкой фазой находится интерметаллид UGa_3 . Получены термодинамические характеристики двухфазных сплавов урана с галлием и индием при T = 574–1076 К.

Список литературы

1. Лебедев В.А., Кобер В.И., Ямщиков Л.Ф. Термохимия сплавов редкоземельных и актиноидных элементов: справочное изд. – Челябинск: Металлургия. – Челябинское отделение, 1989. – 336 с.
2. Лебедев В.А. Избирательность жидкометаллических электродов в расплавах галогенидов. – Там же, 1993. – 232 с.
3. 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.
4. *ASM Binary Phase Diagrams. Software ASM International. ISBN 0-87170-562-1. – Copyright USA, 1996.*
5. Розельберг И.Л., Бейлин В.М. Сплавы для термонар. – М.: Металлургия, 1983. – 360 с.
6. Лебедев В.А., Серегин В.М., Поярков А.М. и др. Термодинамические свойства жидких сплавов в системе уран – галлий // *Журнал физической химии*, 1973. Т. 47, № 3. С. 712–714.
7. Johnson J.R., Chasanov M.G. Uranium solubility in liquid Ga, In, Tl and Pb // *Trans. ASM*, 1963. V. 56. P. 272–277.
8. Лебедев В.А., Серегин В.М., Поярков А.М. и др. Термодинамические свойства жидких сплавов в системе уран – индий // *Журнал физической химии*, 1974. Т. 48, № 3. С. 542–545.
9. Johnson I., Feder H. M. Thermodynamics of binary systems of uranium with Zn, Cd, Ga, In, Tl, Sn and Pb // *Thermodynamics of nuclear materials*, 1962. P. 319–331.
10. *The chemical thermodynamics of actinide elements and compounds. Pt.1 The actinide elements / F.L. Oetting, M.H. Rand, R.J. Ackerman. – Vienna: IAEA, 1976. P. 110.*
11. *The chemical thermodynamics of actinide elements and compounds. Pt. 5 The actinide binary alloys / P. Chiotti, V. V. Akhachinskii, J. Ansara, M.H. Rand. – Vienna: IAEA, 1984. – 275 P.*
12. Шанк Ф. Структуры двойных сплавов: справочник. – М.: Металлургия, 1973. – 760 с.

А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын (ОАО «ГНЦ НИИАР»),
С.П. Распопин, В.А. Волкович, Д.С. Мальцев, Л.Ф. Ямщиков
(ФГАОУ ВПО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина»)

РАСТВОРЕНИЕ МЕТАЛЛИЧЕСКОЙ ОБОЛОЧКИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ В ЖИДКОМ ЦИНКЕ

Исследования по снятию оболочек твэлов жидким цинком были проведены для подтверждения проектных показателей, в том числе для получения данных о растворимости ядерных материалов и продуктов деления в жидком цинке в обоснование ядерной и радиационной безопасности проектируемых аппаратов переработки нитридного отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).

Метод отделения топлива от материала оболочек твэлов растворением их фрагментов в расплаве цинка описан в работах [1–13]. По данным работ [2, 7] для твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300, изготовленных из сплава ЭП-823, снятие металлической оболочки с использованием жидкого цинка может быть осуществлено при температуре $T = 700\text{--}800\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Для предотвращения окисления нитридных таблеток производили только удаление (рубка) хвостовика твэла (лишний металл); при этом контакт таблеток с воздухом не возникал. Также с целью предотвращения окисления жидкого цинка использовали солевой флюс, в который после растворения оболочки поднимали и вмораживали контейнер с таблетками. В качестве флюса использовали негигроскопичную соль NaCl-KCl с температурой плавления близкой к рекомендованной по патентам рабочей температуре.

Для проведения исследований использовали опытный твэл с нитридным топливом, облучённый в составе автономного канала со свинцовым теплоносителем канала в реакторе БОР-60.

Характеристика облучённого нитридного твэла

Состав топлива	Тип топлива	Тепло-передающий подслей	Масса топлива, г	Масса элементов, г		Выгорание, % т.а.
				U	Pu	
U-Pu-N	Таблеточное	Pb	277,1	230,0	31,3	4,8

Основные габаритные размеры облучённого твэла

Оболочка		Длина, мм		Диаметр дистанционирующей проволоки, мм
Диаметр, мм	Толщина, мм	активной части	общая	
9,4	0,5	450,0	766,0	1,05

На модифицированном станке рубки твэл был разделён на две части:

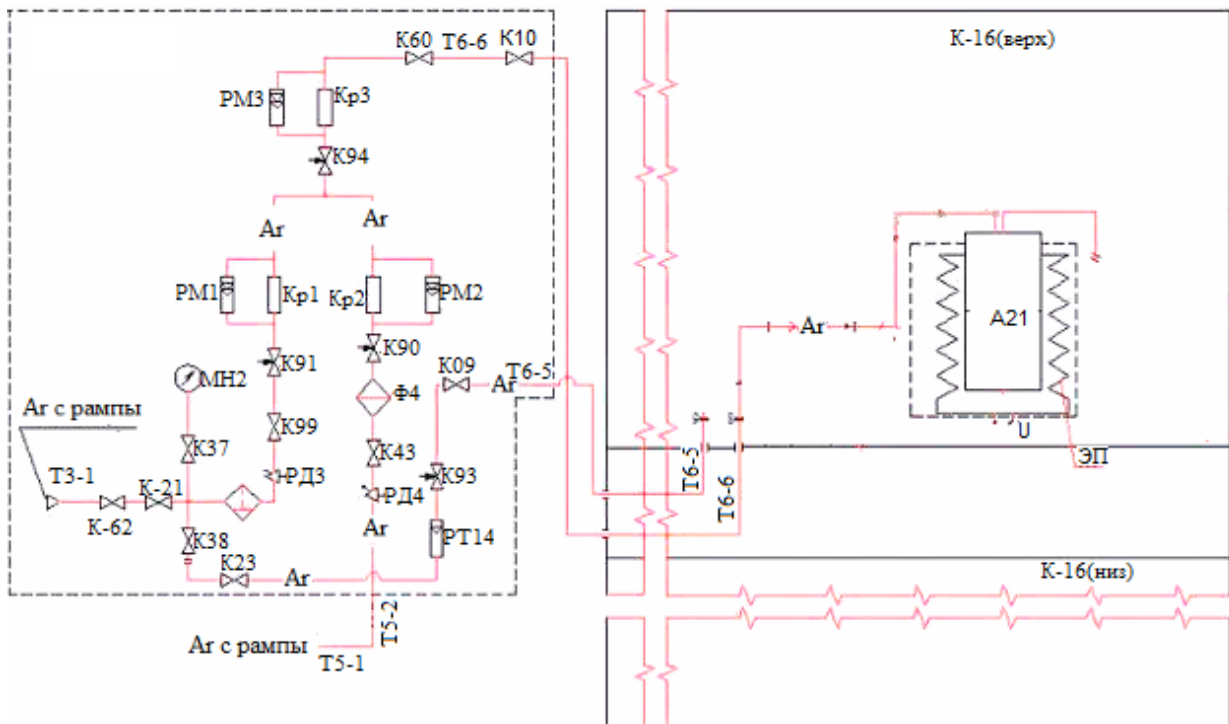
- 1) хвостовую часть массой 5,4 г;
- 2) часть с нитридным ОЯТ массой 429,5 г.

Часть твэла, содержащую нитридное ОЯТ, направили на операцию растворения оболочки жидким цинком.

Серию исследований разбили на два этапа.

На первом (предварительном) этапе проводили проверку технических решений по конструкции аппаратов, условий и регламента проведения экспериментов с использованием имитатора оболочки твэла (сталь ЭП 823).

На втором (основном) этапе проводили экспериментальные работы по снятию оболочки опытного твэла реакторной установки БОР-60 с нитридным ОЯТ жидким цинком в условиях защитной камеры К-16.



Функциональная схема экспериментальной установки:

A21 – аппарат растворения; РД – редуктор; Т – технологическая линия;
К, Кр1, Кр2, Кр3 – клапаны; МН – манометр; РТ, РМ – ротаметры; ЭП – электропечь

С учётом полученных данных на предварительных экспериментах доработали конструкцию аппарата и изготовили опытные образцы, смонтированные в защитной камере К-16.

Аппарат растворения оболочки твэла с реальным нитридным ОЯТ в жидком цинке представляет собой сборку из кварцевой ячейки, крышки из сплава ХН70Ю и алундового тигля с подвеской из молибдена.

Содержание ядерных материалов, продуктов деления и конструкционных материалов в цинке и флюсе определяли по анализу соответствующих проб.



Общий вид аппарата растворения оболочки твэла с реальным нитридным ОЯТ в жидком цинке

Концентрацию урана в растворах определяли спектрофотометрическим методом по светопоглощению комплекса U (VI) с арсеназо (III) в азотной кислоте с молярной концентрацией 0,05 моль/л при длине волны 652 нм.

Содержание плутония определяли на счётчике с использованием жидкого сцинтиллятора марки OptiPhase HiSafe (Perkin-Elmer Life Science, Wallac Oy).

Концентрацию цезия в растворах после растворения проб определяли спектрографическим методом в диапазоне 250–340 нм. Обработку спектров проводили с использованием микроденситометра МД-100. Погрешность определения элементов составляла 25–30 % при доверительной вероятности 0,95.

Приведены результаты эксперимента по растворению оболочки опытного твэла с нитридным ОЯТ.

Содержание компонентов топлива, ПД и компонентов оболочки во флюсе после растворения оболочки

Элементы		Массовая доля элементов в пробе, %	
		№ 1	№ 2
Ядерные материалы	Уран	$< 1 \cdot 10^{-3}$	$< 1 \cdot 10^{-3}$
	Плутоний	$< 1 \cdot 10^{-4}$	$< 1 \cdot 10^{-4}$
Продукты деления	Цезий-137	$1,5 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$
	Америций-241	$1 \cdot 10^{-5}$	$< 1 \cdot 10^{-5}$
	Европий-155	$1,2 \cdot 10^{-6}$	$8 \cdot 10^{-7}$
	Марганец-54	$< 4 \cdot 10^{-8}$	$4,2 \cdot 10^{-8}$
Компоненты оболочки	Железо	$< 3 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-4}$
	Хром	$< 3 \cdot 10^{-4}$	$< 3 \cdot 10^{-4}$
	Никель	$5 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-4}$
Цинк		0,14	0,06

Массовая доля компонентов топлива, ПД и компонентов оболочки в пробе (цинковом сплаве) после растворения оболочки, %

Элемент		№ 3	№ 4	№ 5
Ядерные материалы	Уран	$< 1 \cdot 10^{-3}$	$< 1 \cdot 10^{-3}$	$< 1 \cdot 10^{-3}$
	Плутоний	$< 1 \cdot 10^{-4}$	$< 1 \cdot 10^{-4}$	$< 1 \cdot 10^{-4}$
Продукты деления	Америций-241	$4 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^{-6}$
	Цезий-137	$1,8 \cdot 10^{-6}$	$6,8 \cdot 10^{-6}$	$3,5 \cdot 10^{-6}$
	Европий-155	$< 1 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-6}$	$< 1 \cdot 10^{-6}$
	Кобальт-60	$3 \cdot 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-8}$
	Сурьма-125	$5 \cdot 10^{-8}$	$4 \cdot 10^{-8}$	$< 3 \cdot 10^{-8}$
	Марганец-54	$1,3 \cdot 10^{-8}$	$7 \cdot 10^{-9}$	$6 \cdot 10^{-9}$
	Цезий-134	$< 5 \cdot 10^{-9}$	$< 5 \cdot 10^{-9}$	$< 5 \cdot 10^{-9}$
Компоненты оболочки	Железо	0,21	0,67	0,2
	Хром	0,13	0,24	0,11
	Никель	0,04	0,04	0,033

Примечание. Масса пробы цинкового сплава, г: 2,883 (№ 3); 1,291 (№ 4); 0,660 (№ 5).

Содержание урана и плутония во флюсе и цинковом сплаве ниже пределов обнаружения. С учётом америция потери ядерных материалов на операции растворения оболочки составляют менее 0,0001 %.

Таким образом, испытания разработанного оборудования и проверка технических решений, закладываемых в основу аппаратов подготовки отработавшего плотного топлива к переработке, позволили экспериментально обосновать технологические решения, проектируемые впервые для процессов переработки нитридного ОЯТ.

Список литературы

1. Готовчиков В.Т. и др. Снятие оболочек облучённых твэлов // Атомная энергия, 2005. Т. 99, вып. 4. С. 273–276.
2. Пат. 1096745 Великобритания, МПК⁷ B23D21/02 G21C19/36. Improvements in apparatus for and methods of opening tubular members / JACQUES HUMBERT, RAYMOND PELARDY. Опубликовано, 1967.
3. Пат. 1171257 Великобритания, МПК⁷ G21C19/34, G21C19/48. Process and Apparatus for Processing Irradiated Ceramic Fuel Elements / MANEVY GEORGES, MATCHERET GEORGES. Опубликовано, 1969.
4. Abdel-Rassoni A. et al. // J. Nuclear Energy, 1969. V. 23. P. 551.
5. Кондратьев А.Н. и др. Труды симпозиума СЭВ "Исследования в области переработки облучённого топлива". – Прага: КАЭ, 1972. Т. 1. С. 174.
6. Пат. 2194783 Российская Федерация, МПК⁷ C22B60/00, C22B7/00, G21C19/34. Способ извлечения керамического ядерного топлива из тепловыделяющих элементов и тепловыделяющих сборок // В.Т. Готовчиков, В.А. Середенко, О.А. Кривяков, И.В. Осипов // Бюл., 2002. № 35.
7. Диаграммы состояния двойных металлических систем: в 3 т. / под ред. Н.П. Лякишева. – М.: Машиностроение, 1985. Т. 2. – 1024 с.
8. Там же. Т. 3, ч. 1. – 872 с.
9. Там же. Т. 3, ч. 2. – 448 с.
10. Ключников Н.Г. Руководство по неорганическому синтезу. – М.: Химия, 1965. – 195 с.
11. Руководство по неорганическому синтезу: пер. с нем. В 6 т. / под ред. Г. Брауэра. Т. 4. – М.: Мир, 1985. – 447 с.
12. Стэлл Д.Р. Таблицы давления паров индивидуальных веществ: пер. с англ. / под ред. С.В. Горбачева, В.В. Михайлова. – М.: Изд-во иностранной литературы, 1949. – 71 с.
13. Металлургия свинца и цинка: учебн. пособие / А.К. Орлов. – СПб: Санкт-Петербургский государственный горный институт (технический университет), 2004. – 71 с.

*А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын,
А.С. Кайров, В.В. Новиков, М.А. Кузин*

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАСТВОРИМОСТИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В ТОПЛИВНЫХ СОЛЕВЫХ КОМПОЗИЦИЯХ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА – СЖИГАТЕЛЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ

Обоснование концепции жидкосолевого реактора (ЖСР) – сжигателя минорных актинидов – требует детальной информации о физико-химических свойствах предлагаемых к рассмотрению жидкосолевых носителей, конструкционных материалов; о поведении продуктов деления. Анализ технологической схемы установки, в первую очередь, требует надёжных данных по растворимости фторидов актинидов и лантанидов в ней.

Технологическая схема ЖСР будет существенным образом зависеть от состава соли растворителя. В качестве таких составов растворителей топливной соли для ЖСР в данных исследованиях рассматриваются в первую очередь расплавы следующего молярного состава: $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ и $58\text{NaF}-17\text{LiF}-25\text{BeF}_2$. В этих расплавах при температуре топливной соли в контуре реактора $600\text{ }^\circ\text{C}$ должна быть обеспечена растворимость трифторидов актинидов (с мольной долей не менее 2–3 %).

Переход ЖСР на работу с составами, содержащими только минорные актиниды из ОЯТ энергетических реакторов, также возможен. Это потребует использования другого растворителя, не содержащего дифторид бериллия, например растворителя эвтектических составов $\text{LiF}-\text{NaF}$ или $\text{LiF}-\text{NaF}-\text{KF}$, где должна быть обеспечена критическая концентрация трифторидов минорных актинидов (с мольной долей более 10 %) в топливной соли при температуре $600\text{ }^\circ\text{C}$.

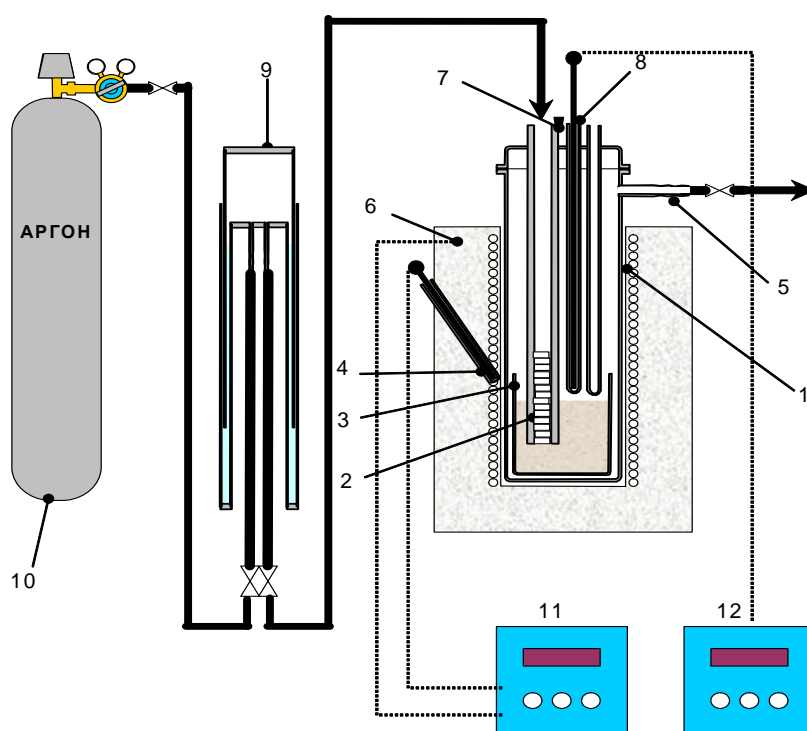
В топливной соли ЖСР трансурановые и редкоземельные элементы будут растворены в виде трифторидов, имеющих меньшую растворимость по сравнению с UF_4 и ThF_4 . Известно, что PuF_3 имеет максимальную растворимость в расплавах фторидов лития, натрия и калия [1]. Растворимость снижается с увеличением концентрации в системе BeF_2 , ZrF_4 и ThF_4 .

Растворимость PuF_3 в системе Li_2BeF_4 была исследована ранее в работах [1, 2, 3] и определена следующим образом. Заведомо избыточное количество PuF_3 помещали в растворитель и выдерживали в изотермических условиях. По мере установления равновесия в системе расплав–твёрдая фаза отбирали порцию расплава и готовили из неё мишень для α -спектрометрического анализа, по результатам которого определяли количество плутония, содержащегося в пробе растворителя.

Экспериментальные данные по растворимости трифторида америция в расплавах солей металлов в литературе отсутствуют, а экспериментальных работ по изучению растворимости трифторида плутония в перспективных солевых системах очень мало.

Для изучения растворимости в РХО собрана специальная установка. Она представляет собой выточенную из прутка металлического никеля цельную герметичную ячейку со специально выделенными герметизируемыми проходками в виде трёх независимых никелевых трубок для загрузки спечённых таблеток трифторидов, вставки контролирующей термпары и трубки для осуществления отбора проб. На дно ячейки

в зоне нагрева помещают никелевый тигель с загруженной навеской чистой твёрдой соли. До проведения эксперимента ячейка герметизируется и продувается аргоном высокой чистоты (99,9999 %). Изготовленные и спечённые навески таблеток трифторида америция загружают в специально изготовленную никелевую трубку-подвеску диаметром 6 мм.



Принципиальная схема установки для изучения растворимости трифторида америция во фторидных расплавах: 1 – никелевая ячейка; 2 – никелевая трубка с загруженными таблетками; 3 – никелевый тигель с расплавом; 4 – термопара регулировки температуры печи; 5 – газоотводящая трубка; 6 – электрическая печь; 7 – проходка для загрузки никелевой трубки; 8 – термопара в чехле для контроля температуры в зоне расплава; 9 – газгольдер; 10 – газовый баллон с аргоном; 11 – блок регулировки температуры печи; 12 – блок измерения температуры в зоне расплава

Конец трубки выпилен с боков и дна таким образом, чтобы исключить возможность падения и просыпания таблеток из трубки и для обеспечения свободного доступа расплава к растворяемым таблеткам.

Перед окончанием эксперимента после отбора пробы для последней температурной точки никелевым капилляром, уже без никелевой сетки, со дна тигля отбирается проба расплава. Дополнительный отбор проб после эксперимента вызван необходимостью проведения фазового анализа донной части расплава: а) для контроля наличия на дне нерастворённой фазы трифторидов; б) подтверждения корректности основного пробоотбора, в) правильности расчёта растворимости трифторидов по результатам химического анализа.

Концентрацию плутония или америция в полученных азотнокислых растворах определяли с использованием альфа-спектрометрии. После нахождения суммарной альфа-активности и определения структуры альфа-спектра всю активность, приходящуюся на изотопы плутония и америция, используют для расчёта массы плутония и америция соответственно.

После окончания эксперимента и разбора экспериментальной ячейки в нижней части никелевой трубки визуально обнаружены остатки нерастворённых таблеток трифторида америция, что свидетельствовало об установлении насыщения расплава.

Результаты фазового анализа пробы расплава со дна тигля после проведения эксперимента свидетельствовали об отсутствии кристаллических фаз AmF_3 и PuF_3 на рентгенограммах.

По результатам анализа проб расплава приведена растворимость трифторида америция в солевых системах.

Растворимость AmF_3 в солевой системе 50LiF–50KF

Температура, °C	Мольная доля растворённого AmF_3 , %
570	23,5 ± 2,3
620	25,5 ± 2,5
670	28,1 ± 2,8

Растворимость AmF_3 в солевой системе 66LiF–34BeF₂

Температура, °C	Мольная доля растворённого AmF_3 , %
550	0,25 ± 0,03
600	0,38 ± 0,05
650	0,61 ± 0,07

Растворимость PuF_3 в солевой системе 45LiF–43KF

Температура, °C	Мольная доля растворённого AmF_3 , %
550	6,2 ± 0,6
600	11,3 ± 1,1
650	21,5 ± 2,1

Растворимость PuF_3 в солевой системе 45LiF–12NaF–43KF

Температура, °C	Мольная доля растворённого AmF_3 , %
550	18,0 ± 1,8
600	31,7 ± 3,1
650	34,0 ± 3,4
700	43,4 ± 4,3

Разработанная модифицированная методика изучения растворимости трифторидов методом изотермического насыщения исключает просыпание исследуемых трифторидов в насыщенный расплав и искажение аналитических данных.

В результате исследований установлены:

– высокая растворимость трифторидов плутония и америция в расплавах смесей фторидов щелочных металлов, не содержащих дифторид бериллия;

– сильная зависимость увеличения растворимости трифторидов плутония и америция в расплавах смесей фторидов щелочных металлов (не содержащих фторид бериллия) с повышением температуры расплавов.

– невысокая растворимость трифторида америция в расплавах смеси фторидов лития и бериллия.

Список литературы

1. Barton C.J. Solubility of plutonium trifluoride in fused-alkali fluoride-berillium fluoride mixtures // J. Phys. Chem., 1960. V. 64. P. 306–309.
2. Mailen J.C., Smith F.J., Ferris L.M. Solubility of PuF₃ in molten 2 LiF–BeF₂ // J. of Chem. and Eng. Data, 1971. V. 16. № 1. P. 68–69.
3. Игнатъев В.В. и др. Экспериментальное исследование физических свойств расплавов солей, содержащих фториды натрия, лития и дифторид бериллия // Атомная энергия, 2006. Т. 101, вып. 5. С. 64–372.

А.А. Лизин

АТОМНО-ЭМИССИОННЫЙ СПЕКТРАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ Ru, Pd, Rh, Ag, Tc, Mo В АЗОТНО-КИСЛЫХ РАСТВОРАХ ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Одной из актуальных задач исследования состава и технологии фракционирования облучённого топлива является количественное определение содержания металлов платиновой группы (МПГ) Ru, Pd, Rh, а также Ag, Tc, Mo в отработавшем ядерном топливе и продуктах его переработки.

В настоящее время для инструментального определения МПГ широко применяют атомно-абсорбционный метод с электротермической или пламенной атомизацией; масс-спектрометрический и атомно-эмиссионный методы с индуктивно связанной плазмой; используют также рентгенофлуоресцентный, нейтронно-активационный и другие методы [1].

Перечисленные методы хорошо зарекомендовали себя при анализе природных объектов. Прямое же определение МПГ и металлов Ag, Tc, Mo в ОЯТ связано с рядом трудностей:

1) необходимостью работы с микрообразцами ОЯТ из-за высокой дозовой нагрузки (примерно до 30 мкЗв/ч);

2) наличием в ОЯТ труднорастворимых соединений, представляющих сплавы, основными компонентами которых являются Ag, Zr, Mo, Ru, Rh, Pd и другие элементы [2–4];

3) влиянием основы (урана, плутония, продуктов деления) на результаты определения МПГ и Ag, Tc, Mo из-за наложения чрезвычайно сложного спектра основы.

Наличие указанных обстоятельств потребовало разработки двух методик анализа определения массового содержания МПГ и Ag, Tc, Mo в растворённой их части и нерастворённом остатке, которые, как правило, образуются на стадии растворения ОЯТ.

В результате проведённых исследований была предложена следующая методика выделения Ru, Pd, Ag, Rh, Tc, Mo из растворов облучённого топлива:

– упаривание пробы топлива с соосадителями Zn, Ga, Bi и прокаливание её сухого остатка при температуре 200–220 °С;

– растворение образца в воде;

– введение K_2CO_3 и $Na_2B_4O_7$ в раствор;

– отделение образовавшегося осадка фильтрованием;

– промывка осадка водой;

– высушивание осадка с последующим спектральным анализом.

Разработанная методика анализа обеспечила получение результатов на содержание металлов Ru, Rh, Ag, Mo, Pd в пробе ОЯТ и не гарантирует результаты на содержание Tc.

Относительная суммарная погрешность эмиссионно-спектрального определения указанных элементов в исследуемых концентрациях составляет 10–20 %.

Из полученных результатов следуют два важных вывода:

1. Используемый в данной методике режим растворения облучённого топлива в азотной кислоте с концентрацией 8 моль/л без добавления HF обеспечивает количественное растворение Mo (96,0–99,9 %), Pd (87–94 %), Ag (96–99 %), Ru (87–95 %) (кроме Rh).
2. Для определения Tc необходима разработка специальной методики растворения облучённого топлива в аппарате замкнутого типа с растворами поглотителей для улавливания Tc. Такой тип аппарата гарантирует также получение более корректных результатов анализа Ru.

Существующий набор методов спектрографического анализа позволяет определять широкий круг элементов с достаточными пределами обнаружения. Но существуют проблемы, требующие своего решения. Основной из них является повышение достоверности и точности анализа. Для снижения погрешности и исключения грубых промахов необходима разработка методик представительного пробоотбора и устройств для применения его в условиях защитного оборудования. Необходимо также применение автоклавов для вскрытия труднорастворимых проб и примесей при повышенных значениях температуры и давления.

Желательно применение современных спектрометров (ICP AES или ICP MS) с твёрдотельными детекторами регистрации спектров.

Необходимы дальнейшие исследования для повышения точности, оперативности анализа, снижения дозовых нагрузок на персонал. Требуются разработки для использования существующих методик к современной приборной базе. И напротив, при приобретении современных приборов необходима их адаптация для работы с высокоактивными образцами.

Список литературы

1. Аналитическая химия металлов платиновой группы: сборник обзорных статей / сост. и ред. Ю.А. Золотов, Г.М. Варшал, В.М. Иванов. – М.: КомКнига, 2005. – 592 с.
2. Бураков Б.Е., Похитонов Ю.А, В. И. Рязанцев Р.А. и др. Определение массы и состава осадков, образующихся при растворении облучённого оксидного топлива реактора ВВЭР // Радиохимия, 2010. Т. 52, № 4. С. 342 – 345.
3. Гинзбург С.И., Гладышевская К.А., Езерская Н.А. и др. Руководство по химическому анализу платиновых металлов и золота. – М.: Наука, 1965. – 314 с.
4. Бимиш Ф. Аналитическая химия благородных металлов. – М.: Мир, 1969. Ч. 1, 2.

*М.И. Хамдеев, О.Н. Васильева,
Л.А. Кубасова, В.М. Чистяков*



ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

5

ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2011

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Ключевым направлением работ Отделения радионуклидных источников и препаратов (ОРИП) в 2011 году являлись работы по созданию производства радионуклида ^{99}Mo . Основные задачи 2011 года – проведение пуско-наладочных работ и запуска в эксплуатацию установки первой очереди производства радионуклида ^{99}Mo , подготовка к монтажу установки второй очереди производства радионуклида ^{99}Mo .

Анализ результатов «горячего» пуска установки в декабре 2010 года выявил необходимость доводки оборудования установки для повышения удобства использования и обслуживания, увеличения безопасности эксплуатации, отладки режимов работы для увеличения выхода целевого продукта. В результате выполненных совместно со специалистами фирмы GSG International, GmbH (Германия) работ была разработана и смонтирована дополнительная криогенная ловушка благородных газов; внесены изменения в конструкцию части аппаратов установки, что обеспечило их дистанционное обслуживание и ремонт (при необходимости). Были внесены изменения в коммутацию технологических линий контура растворения, что позволило стабилизировать параметры установки на стадии растворения облучённых мишеней. Предложен и испытан способ подготовки сорбента для удаления радиоактивного иода из технологических растворов, обеспечивающий эффективность очистки более 99 %. Отработаны режимы сорбционного извлечения ^{99}Mo из раствора на оксиде алюминия, повысившие выход целевого радионуклида на этой стадии до 80–85 %. Отработаны режимы концентрирования и очистки от примесей ^{99}Mo на анионите Dowex-1, на основании чего в технологическую схему внесены изменения, сокращающие время переработки и снижающие потери ^{99}Mo . Все внесенные изменения были апробированы при переработке облучённых мишеней. В августе 2011 года были начаты поставки ^{99}Mo для удовлетворения потребностей российского рынка.

Важным достижением 2011 года являются уточнение требований к составу примесей мишеней для наработки ^{99}Mo и «настройка» процесса на этот состав. Результаты были получены в процессе пуско-наладочных работ при переработке реальных облучённых мишеней. Корректность полученных данных обеспечивалась проведением натуральных экспериментов, в которых концентрация различных примесей варьировалась в определённом диапазоне. Экспериментально найденная «золотая середина» – значения концентрации примесей в исходных компонентах (в первую очередь в алюминиевых сплавах, используемых при изготовлении мишеней) – обеспечивает требуемую скорость растворения мишеней и величину термических эффектов (что важно для контроля процесса), качество (фильтрация) получаемого осадка диураната натрия с суммой продуктов деления; при этом не влияет существенно на последующие процессы выделения и очистки ^{99}Mo сорбцией и ионным обменом. Следует отметить, что иной подход к определению данных параметров (кроме использованного экспериментального обращения с реальными мишенями) не применим, поскольку теоретическое моделирование многопараметрической системы с целью одновременной оптимизации нескольких технологических режимов практически невозможно.

В результате выполненных пуско-наладочных работ были получены данные по выходу ^{99}Mo и других осколочных радионуклидов при облучении уран-алюминиевых мишеней в реакторах РБТ-10/2 и РБТ-6. Эти данные необходимы для разработки уточнённой модели планирования облучения мишеней.

По результатам полученных оценок было принято решение о переходе на мишень более эффективной конструкции, обеспечивающей увеличение наработки ^{99}Mo в два раза. На основании выполненной в ГНЦ НИИАР разработки ОАО «НЗХК» была предложена технология изготовления таких мишеней и изготовлена их опытная партия для проведения испытаний. Переход на новый тип мишеней запланирован на 2012 год.

В 2011 году была проведена установленная Российским законодательством экспертиза проекта второй очереди производства. Получено заключение ФГУП «Главгосэкспертиза», проведена экологическая экспертиза, получена лицензия Ростехнадзора и разрешение Госкорпорации «Росатом» на строительство пристроя к зданию ОРИП для размещения технологической установки второй очереди производства радионуклида ^{99}Mo . Более чем на 90 % были выполнены строительные работы и начат монтаж технологического оборудования второй очереди, поставленного фирмой GSG International, GmbH.

Наиболее значимыми в области разработки технологии получения радионуклидов и изготовления изделий из них являются исследования по разработке технологии изготовления мишени для синтеза новых элементов (работа выполнялась по заказу Объединённого института ядерных исследований, г. Дубна) и разработка технологии получения альфа-излучающих радионуклидов медицинского назначения облучением ^{226}Ra . При выполнении последней работы отрабатывались элементы ранее предложенного «радий-свинцового» цикла, в результате которых были получены экспериментальные указания на возможность образования ранее не описанного плумбата радия. Эти данные имеют значения для более детальной проработки технологического процесса.

Разработана конструкция и изготовлены защитные экраны мониторов нейтронного потока сооружаемого в настоящее время экспериментального термоядерного реактора ITER, обеспечивающие стабильные защитные характеристики в течение всего периода эксплуатации реактора.

Продолжены исследования по разработке технологии нейтронной трансмутации ^{99}Tc , в частности отработывалась технология растворения сплавов технеций-рутений (модель сплавов, образующихся при облучении образцов нейтронами).

Регулярные производственные программы ОРИП предусматривали производство радионуклидной продукции на основе ^{252}Cf , ^{192}Ir , ^{75}Se , ^{89}Sr , ^{188}W , ^{60}Co , ^{131}Cs , ^{63}Ni , ^{55}Fe , ^{133}Ba , ^{106}Ru . Продолжено накопление трансплутониевых элементов облучением в реакторе СМ для выполнения производственных программ 2012–2013 годов.

Р.А. Кузнецов

МОНИТОРЫ НЕЙТРОННОГО ПОТОКА ДЛЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИТЭР

Определение мощности экспериментального термоядерного реактора ИТЭР, сооружаемого в настоящее время, предполагается осуществлять с помощью блока детектирования нейтронного потока, использующего пороговые камеры деления на основе ^{238}U . Конструкция монитора нейтронного потока должна обеспечивать стабильность его характеристик в течение всего времени эксплуатации. Это относится и к нейтронной чувствительности блока детектирования, которая во время работы может изменяться за счёт трансмутации или выгорания ^{238}U . При облучении значительным флюенсом нейтронов чувствительность таких камер деления может меняться за счёт наработки ^{239}Pu . С целью снижения влияния флюенсов тепловых и резонансных нейтронов в конструкции блока детектирования монитора нейтронного потока ИТЭР предполагается использовать защитные экраны, поглощающие тепловые нейтроны.

Для исследования характеристик защитных экранов из различных поглотителей тепловых нейтронов рассчитывали отношение скорости деления ^{239}Pu к скорости деления ^{238}U в объёме камер. Моделировались экраны различной толщины из следующих материалов:

- бор с содержанием изотопа ^{10}B 96 % и плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$;
- карбид бора B_4C с содержанием изотопа ^{10}B 80 % и плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$;
- карбида бора с содержанием изотопа ^{10}B 88 % и плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$;
- кадмий природного изотопного состава и плотностью $8,65 \text{ г/см}^3$;
- гадолиний природного изотопного состава и плотностью $7,90 \text{ г/см}^3$;
- европий природного изотопного состава и плотностью $5,24 \text{ г/см}^3$;
- оксиды европия EuO и Eu_2O_3 природного изотопного состава плотностью $2,0$; $2,5$ и $3,0 \text{ г/см}^3$.

В результате компьютерного моделирования определялось отношение скорости деления нейтронами ^{239}Pu к скорости деления ^{238}U для набранного флюенса $5 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$, которая позволяла проанализировать варианты (всего более 40 вариантов) использования предлагаемых материалов.

При изготовлении защитных экранов в качестве варианта была предложена конструкция экрана (полости которого заполнены порошком карбида бора) как наиболее простая с точки зрения изготовления и метода получения экранов сложной формы.

Для приготовления порошковых смесей был использован промышленный порошок карбида бора (B_4C), производимый по ГОСТ 5744-85 (используется в качестве абразивного материала).

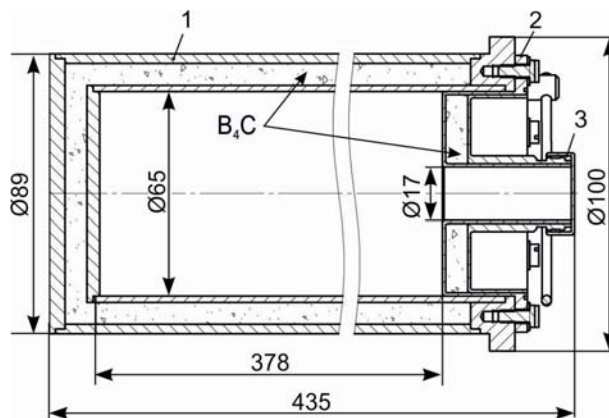


Схема конструкции экрана: 1 – внешний кожух экрана, 2 – съёмная крышка, 3 – заглушка

Для приготовления порошковых смесей пригодны мелкозернистые порошки марок М5 и М7 с размером частиц 5 и 7 мкм соответственно. Форма частиц – осколочная с чёткими гранями. Можно использовать порошки и с более крупными частицами (например, с зернистостью № 12 или № 16); особенно желательно их использование при уплотнении порошков по технологии виброуплотнения.

Для технологии виброуплотнения требуются как большие частицы с высокой плотностью (теоретическая плотность карбида бора $2,52 \text{ г/см}^3$), так и средние, и мелкие частицы. Главным преимуществом этого способа является его применимость к сложным геометрическим формам заполняемого объёма.

Загрузку порошков в оболочки (корпус экрана) проводили при наложении механических колебаний с частотой 200 Гц, ускорении $2-3 \text{ Г}^*$. При виброуплотнении порошка частоту колебаний изменяли от 200 до 400 Гц, ускорение – до 20 Г, время уплотнения – до 3 мин. В процессе заполнения проводили также подпрессовку загруженного порошка при помощи специальных пуансонов, изготовленных по форме поперечного сечения засыпаемого объёма. Такой способ уплотнения порошка карбида бора позволил получить достаточно высокую плотность порошка в защитных экранах. Плотность, рассчитанная по геометрическим размерам заполненного объёма экрана, составила не менее $1,42 \text{ г/см}^3$.

При выполнении работ по герметизации экранов после их заполнения разработаны стыко-замковые конструкции сварных соединений. Для выполнения сварных соединений применяли способ ручной аргонодуговой сварки неплавящимся электродом на постоянном токе прямой полярности без присадочной проволоки с использованием источника питания ТИР-300.

Качество сварных соединений собранного защитного экрана проверяли методами визуально-измерительного, радиографического, металлографического контроля и контроля герметичности масс-спектрометрическим методом.



Общий вид защитного экрана для стабилизации чувствительности блока детектирования монитора нейтронного потока

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

* $9,8 \text{ м/с}^2$.

МИШЕНИ ДЛЯ СИНТЕЗА СВЕРХТЯЖЁЛЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Работа направлена на решение одной из актуальных для радиохимии, ядерной физики и астрофизики фундаментальной научной проблемы, связанной с синтезом новых сверхтяжёлых элементов в реакциях ^{48}Ca с высокоактивными мишенями на основе ^{249}Bk и ^{243}Am .

В качестве альтернативы подложкам из титана рассмотрен вариант использования интерметаллических соединений (или сплавов) берклия с палладием. Результаты расчётов показывают, что при требуемой плотности радионуклида 1 мг/см^2 и толщине палладиевой фольги 2 мкм атомное соотношение палладия к берклию составит 1:1. При таком соотношении в системе Pd–Bk возможно образование интерметаллических соединений, что значительно уменьшит прочность палладиевой фольги. Применение более плотной платиновой фольги увеличивает риск образования радиоактивных ядер, образующихся по реакции слияния ядер платины с ионами ^{48}Ca .

Рассмотрен метод получения амальгамы берклия с последующим нанесением её на титановую подложку и испарением ртути в высоком вакууме. Однако при этом велик риск взаимодействия ртути и титана (с образованием интерметаллических соединений и, следовательно, ухудшением механических свойств подложки), быстрого окисления металлического берклия атмосферным кислородом со значительным повышением температуры и возможным локальным перегревом, приводящим к разрушению активного слоя интерметаллида или металлического берклия.

Поэтому основные исследования были направлены на оптимизацию электрохимического метода нанесения радионуклида как относительно простого и широко применяемого в научных исследованиях и промышленности. Разработку оптимальных условий электроосаждения нуклидов проводили на лантане и церии как имитаторе берклия.

Сравнение свойств церия и берклия

Характеристика	Церий	Берклий
Радиус атома, пм	181	297
Электронная конфигурация	$[\text{Xe}]4f^15d^16s^2$	$[\text{Rn}]5f^97s^2$
Степень окисления	4; 3	4; 3
Электродный потенциал, В ($\text{Me}^{4+} \rightarrow \text{Me}^0$)	-1,33	-1,08
Электродный потенциал, В ($\text{Me}^{3+} \rightarrow \text{Me}^0$)	-2,34	-2,00
Электродный потенциал, В ($\text{Me}^{4+} \rightarrow \text{Me}^{3+}$)	-1,72	-1,67

Электролитические ячейки для нанесения нуклидов. В работе использовали два типа электролитических ячеек: с вертикальным и горизонтальным расположением электродов. Электроды подсоединяли к источнику питания постоянного тока GPR-100H05D, с помощью которого устанавливали и контролировали значения выходного напряжения U и поверхностной плотности тока I . Перед испытаниями титановые катоды зачищали от оксидного слоя и обезжиривали этанолом.

По окончании процесса электролиза электроды извлекали под напряжением для предотвращения осыпания отложений, ополаскивали в спирте, сушили на воздухе. Равномерность отложений оценивали визуально и под микроскопом с увеличением в 56 раз. Механическую плотность отложений проверяли, стирая тампоном и промывая струёй воды.

Аналитический контроль процесса. В экспериментах концентрацию лантана определяли радиометрическим методом – добавлением в технологические растворы метки ^{152}Eu с использованием многофункционального радиометра Triatler 425-004. Анализировали как исходный раствор, так и раствор после электролиза. Электроды с нанесённым радионуклидом обрабатывали азотной кислотой с концентрацией 0,5 моль/л в течение одного часа. Затем проводили контрольное растворение в течение 0,5 ч. Объединённые растворы после растворения осадка также анализировали на содержание нуклида радиометрическим методом.

Степень осаждения церия из раствора определяли спектрофотометрическим методом и методом рентгенофлуоресцентного анализа (РФА) по его содержанию в растворе до и после электролиза.

Электролитическое нанесение лантана. Электролиты для нанесения лантана готовили упариванием аликвоты азотнокислого раствора лантана с последующим растворением влажных солей в растворах объёмом 6 мл:

- ◆ 0,1 мл азотной кислоты с концентрацией 0,01 моль/л–1 мл этилового спирта–5 мл изобутилового спирта;
- ◆ 0,12 мл этилового спирта–5,88 мл изобутилового спирта;
- ◆ муравьиной кислоты с массовой долей 67 %;

Для контроля полноты электроосаждения лантана в раствор вносили радиоиндикатор ^{152}Eu .

По результатам проведённых экспериментов по электроосаждению лантана и условиям их проведения было установлено:

- ◆ электроосаждение лантана в растворе «азотная кислота–этиловый спирт–изобутиловый спирт» протекает с образованием осадка в объёме раствора на катоде и аноде. Данная система, по-видимому, бесперспективна для получения плотных осадков редкоземельных элементов;
- ◆ при электроосаждении лантана в растворе «этиловый спирт (объёмная доля около 2 %)–изобутиловый спирт (объёмная доля примерно 98 %)» осадки прочно сцеплены с электродом;
- ◆ введение ^{152}Eu приводит к нарушению хода электролиза и снижению катодного выхода по току. Установлены оптимальные значения напряжения и поверхностной плотности тока ($U = 100\text{--}200\text{ В}$, $I = 2\text{--}10\text{ мА/см}^2$);

◆ показано, что в системе «лантан–муравьиная кислота» осадок достаточно прочно сцеплён с электродом. Введение в систему ^{152}Eu нарушает ход электролиза и снижает катодный выход по току. Установлены оптимальные значения напряжения и поверхностной плотности тока ($U = 30\text{--}150\text{ В}$, $I = 2\text{--}20\text{ мА/см}^2$).

Электролитическое нанесение церия. Для приближения свойств модельной системы к реальной системе провели исследование электролитического осаждения церия как имитатора берклия. Подготовка растворов для электрохимического осаждения, используемое оборудование и методика осаждения церия были идентичны параметрам, используемым при осаждении лантана.

Степень осаждения церия из раствора определялась методом РФА по его остаточному содержанию в растворе после электролиза.

Эксперименты по электроосаждению церия проводились в средах:

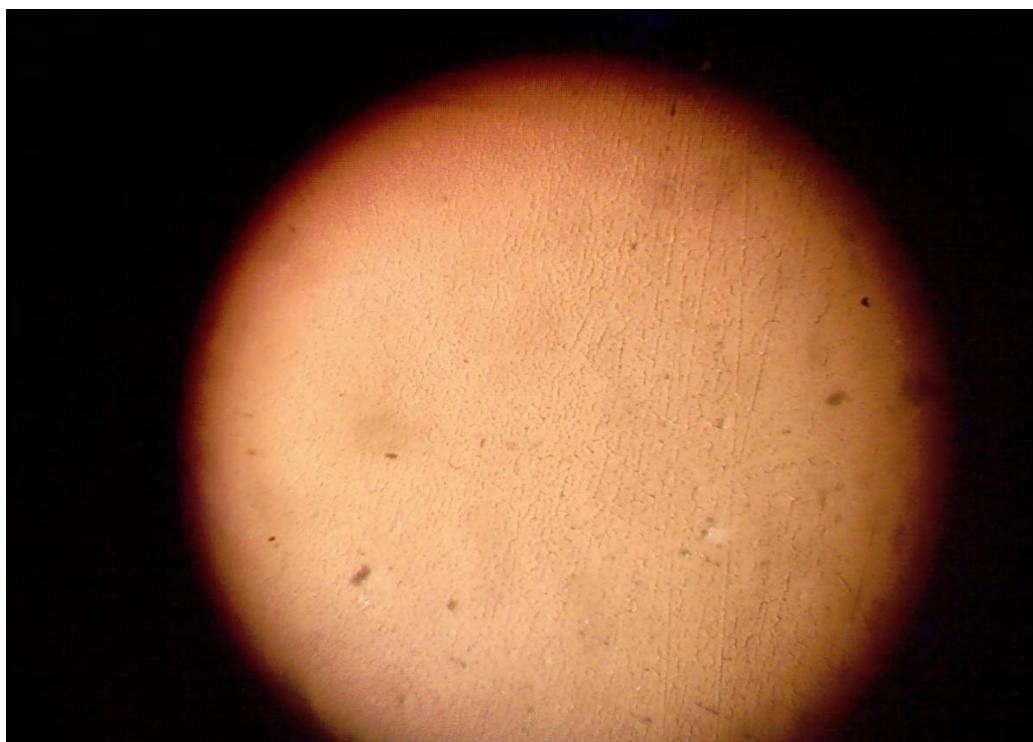
- вода + 2 %-й этиловый спирт + уксусная кислота;
- глицерин + этиловый спирт (1:1);
- диметилсульфоксид;
- 96 %-й этиловый спирт;
- изопропиловый спирт;
- изопропиловый спирт + 96 %-й этиловый спирт (1:1).

При исследовании осаждения церия из растворов, содержащих муравьиную кислоту, отмечено, что образующийся на катоде осадок состоит из двух слоёв: верхнего, более рыхлого, и нижнего – плотного, хорошо сцеплённого с электродом.

Показано, что в ходе процесса электролиза могут установиться два значения напряжения, соответствующие 95–100 В и 45–50 В. Причём содержание этанола не является решающим фактором в установлении напряжения. Полученные данные позволяют предположить, что напряжение зависит от плотности, состава и толщины катодного осадка, при нарушении целостности которого и происходит резкое падение напряжения с последующим его ростом по мере закрытия дефектов новым осадком. Следовательно, уменьшение напряжения процесса свидетельствует о начале образования менее плотного катодного осадка.

Одним из перспективных электролитов, с точки зрения прочности получаемого осадка и напряжения, при электролизе для дальнейших экспериментов могла бы быть муравьиная кислота с добавкой от 1 до 20 % этилового спирта (96 %), при плотности тока до 10–15 мА/см² и условии, что церий содержится в нижнем слое осадка. Однако при электролизе наблюдается выпадение осадка в объёме раствора. Вероятно, это происходит из-за высокого содержания воды в муравьиной кислоте, что приводит к выпадению осадка формиата церия или формиата титана в объёме раствора. Таким образом, дальнейшая работа с муравьиной кислотой возможна только в случае использования кислоты с содержанием воды 1–2 %.

Обнадёживающие результаты были получены при использовании электролита, содержащего 2 % этанола и 98 % изобутанола. Было установлено, что прочность адгезии осадка растёт с увеличением плотности катодного тока и в горизонтальном положении электродов.



x56

Внешний вид осадка

Однако при этом вдвое возрастает напряжение электролиза (по сравнению с электролитом на основе муравьиной кислоты), что ведёт к нагреву, испарению раствора и ограничению по мощности применяемой аппаратуры. Полученный осадок может быть подвергнут дальнейшей термообработке с целью изучения возможности многократного нанесения нуклида из электролита данного состава.

М. А. Рябинин, С.А. Иванов, Н.В. Тетюкова

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ НОВЫХ СОЕДИНЕНИЙ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ

В 2011 году были продолжены работы в рамках Научно-образовательного центра «Радиохимия и кристаллохимия», образованного на базе Самарского государственного университета и ОАО «ГНЦ НИИАР» по исследованиям свойств новых соединений америция и кюрия. Был проведён анализ и выявлена взаимосвязь между составом, строением и свойствами этих соединений.

В системе Am–Au получены и идентифицированы интерметаллиды Au_6Am с тетрагональной структурой типа Au_6Sm , $AuAm$ с орторомбической структурой типа $CuCe$ и $AuAm$ с кубической структурой типа $ThAg$.

Расчётные параметры кристаллических решёток, обнаруженных на исходных рентгенограммах полученных образцов системы Am–Au

Фаза	Сингония	n	Параметры решётки			
			a, Å	b, Å	c, Å	V, Å ³
Образец 1. Am–Au						
Au ₆ Am	Тетрагональная	24	10,3894 (7)	–	9,7036 (7)	1047,4 (2)
AuAm	Орторомбическая	10	7,402 (2)	4,564 (1)	5,826 (1)	196,8 (1)
Образец 2. Am–Au						
AuAm	Кубическая	5	4,784 (2)	–	–	–
Образец 3. Am–Au						
AuAm	Кубическая	5	4,786 (3)	–	–	–

Примечание. n – число рефлексов в расчётном наборе.
В скобках приведена погрешность определения параметров решётки в последней значащей цифре.

В результате сравнительного анализа было обнаружено, что как в системе «америций–золото», так и в системе «кюрий–золото» имеются соединения состава AnAu (где An = Am, Cm), но в системе Am–Au эти соединения имеют орторомбическую (*Pnma*) и гранецентрированную кубическую кристаллические решётки, а в системе Cm–Au – объёмно центрированную кристаллическую решётку.

В результате проведённых исследований в системе Am–Cu был идентифицирован интерметаллид Cu₅Am с гексагональной решёткой типа Cu₅Ca и параметрами $a = 4,958 (1)$, $c = 4,175 (2)$ Å. Данное соединение изоструктурно интерметаллиду Cu₅Cm в системе кюрий–медь, а также интерметаллидам систем ТПЭ–платина (Pt₅Am, Pt₅Cm, Pt₅Bk, Pt₅Cf). Установлено, что имеется определённая корреляция между размером элементарной ячейки интерметаллида и металлическим радиусом соответствующего актинида.

В системе Tc–Cm идентифицирован неизвестный ранее смешанный оксид Cm₆TcO₁₂. Установлено, что поведение при длительном внутреннем самооблучении сложного оксида Cm₆TcO₁₂ сходно с поведением устойчивых при комнатной температуре фаз оксидов кюрия состава CmO_{1,5} (гексагональная A-форма) и CmO_{1,9} (гранецентрированная кубическая α-форма).

Установлено, что под воздействием интенсивного внутреннего альфа-облучения происходит рентгеноаморфизация интерметаллидов америция и кюрия. Причём для большинства интерметаллидов время их рентгеноаморфизации практически не зависит от доли атомов кюрия в них. Показано, что причиной аморфизации являются радиационные дефекты, которые возникают при хаотическом каскадном смещении атомов из узлов решёток. Также предложена математическая модель, описывающая процессы накопления и эволюции структурных дефектов при самооблучении, основанная на предположении о том, что очаг повреждения, возникший в результате однократного (первого) воздействия быстрой частицей на структуру металла, в среднем обладает такими же свойствами, какие присущи областям, повреждённым многократно.

Е.М. Пичужкина, С.В. Томилин

ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ КОРРОЗИИ И РАСТВОРЕНИЯ СПЛАВОВ Tc–Ru В РАСТВОРАХ HNO₃

В процессе трансмутации ⁹⁹Tc в высокопоточных ядерных реакторах образуются изотопы рутения ¹⁰⁰Ru и ¹⁰¹Ru. Продуктом трансмутации технеция являются сплавы Tc–Ru, состав которых определяется выгоранием ⁹⁹Tc в процессе облучения. В результате совместных работ Института физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук и ГНЦ НИИАР в 2001–2005 гг. были разработаны физико-химические основы процесса трансмутации ⁹⁹Tc, включая изготовление мишеней из металлического технеция, расчёты режима и длительности облучения и переработку облучённых мишеней с целью выделения полученного стабильного ¹⁰⁰Ru, ¹⁰¹Ru с возвратом ⁹⁹Tc на повторное облучение в реакторе. Результаты первых экспериментов по трансмутации ⁹⁹Tc и переработке облучённых мишеней показали, что разработанный метод разделения Tc–Ru позволяет выделять стабильный рутений из облучённого ⁹⁹Tc с коэффициентом очистки, превышающим 10⁸. В то же время отдельные операции, в частности процесс растворения мишеней, нуждаются в существенном усовершенствовании.

Электрохимическое растворение в электролитах на основе азотной кислоты представляется достаточно удобным методом для растворения облучённых мишеней Tc–Ru, полученных в результате трансмутации ⁹⁹Tc. Использование электролиза позволяет избегать высокой температуры и применения агрессивных электролитов, включая щелочные плавы, обладающие высоким окислительным потенциалом. Другим достоинством электрохимического метода растворения в применении к облучённым мишеням Tc–Ru является отсутствие радиоактивных отходов с высоким содержанием солей, а также возможность в достаточно широком интервале значений регулировать скорость процесса растворения.

Помимо технологии переработки мишеней Tc–Ru, полученных в результате трансмутации ⁹⁹Tc, метод электрохимического растворения может быть применён для количественного извлечения Tc и Ru из нерастворимых остатков процесса растворения облучённого ядерного топлива (ОЯТ). Результаты экспериментов по электрохимическому растворению бинарных сплавов Mo–Re и Mo–Ru, имитирующих нерастворимые остатки процесса растворения ОЯТ, показали, что скорость растворения сплава Mo–10 %Ru может достигать 300–400 мг/(см²·ч). В то же время из имеющихся в литературе данных известно, что металлический технеций в значительной степени отличается от молибдена по своим электрохимическим свойствам в растворах азотной кислоты. В связи с этим настоящая работа ставит своей целью исследование коррозионных свойств и оценку скорости растворения сплавов Tc–Ru в растворах HNO₃ с концентрацией 0,5–6,0 моль/л.

Для разработки методов электрохимического растворения облучённых мишеней, полученных в результате трансмутации ⁹⁹Tc, необходимы данные о коррозионных свойствах металлического технеция и его сплавов с рутением в растворах азотной кислоты. Применение электрохимических методов для исследования этого процесса позволяет получить необходимые количественные характеристики процесса коррозии (потенциал коррозии E_{кор} (при i = 0), плотность тока обмена (j₀) и потенциал перепассивации E_{пп}) за достаточно короткий промежуток времени по сравнению с классическими методами определения этих параметров.

**Значения коррозионных характеристик сплава Тс–19 %Ru
в растворах HNO₃ с концентрацией 0,5–6,0 моль/л**

№ эксперимента	E _{корр} , В	j _о , А/см ²	E _{пп} , В
0,5 моль/л HNO ₃			
1	0,46 ± 0,04	(3,0 ± 1,0)10 ⁻⁷	1,06 ± 0,02
1,0 моль/л HNO ₃			
2	0,44 ± 0,02	(2,3 ± 0,5)10 ⁻⁷	1,08 ± 0,02
2,0 моль/л HNO ₃			
3	0,55 ± 0,05	(3,0 ± 1,0)10 ⁻⁷	1,10 ± 0,01
4,0 моль/л HNO ₃			
4	0,82 ± 0,01	(5,0 ± 2,0)10 ⁻⁷	1,12 ± 0,01
6,0 моль/л HNO ₃			
5	0,86 ± 0,01	(8,0 ± 2,0)10 ⁻⁷	1,15 ± 0,02

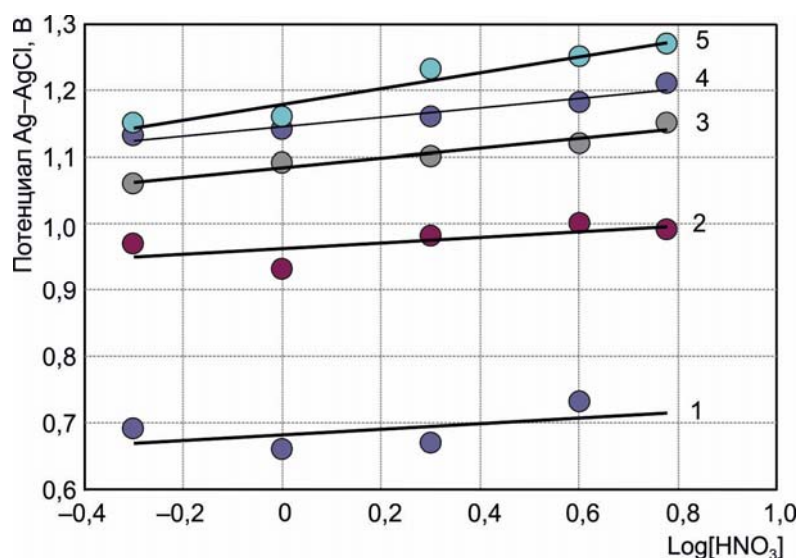
**Значения коррозионных характеристик сплава Тс–45 %Ru
в растворах HNO₃ с концентрацией 0,5–6,0 моль/л**

№ эксперимента	E _{корр} , В	j _о , А/см ²	E _{пп} , В
0,5 моль/л HNO ₃			
1	0,47 ± 0,05	(4,0 ± 1,0)10 ⁻⁷	0,97 ± 0,02
1,0 моль/л HNO ₃			
2	0,56 ± 0,02	(1,4 ± 0,2)10 ⁻⁷	0,93 ± 0,02
2,0 моль/л HNO ₃			
3	0,62 ± 0,02	(1,5 ± 0,3)10 ⁻⁷	0,98 ± 0,01
4,0 моль/л HNO ₃			
4	0,81 ± 0,01	(7,3 ± 0,8)10 ⁻⁷	1,0 ± 0,01
6,0 моль/л HNO ₃			
5	0,85 ± 0,02	(3,0 ± 1,0)10 ⁻⁶	0,99 ± 0,02

**Значения коррозионных характеристик сплава Тс–70 %Ru
в растворах HNO₃ с концентрацией 0,5–6,0 моль/л**

№ эксперимента	E _{корр} , В / Ag/AgCl	j _о , А/см ²	E _{пп} , В / Ag/AgCl
0,5 моль/л HNO ₃			
1	0,47 ± 0,04	(3,7 ± 0,5)10 ⁻⁷	1,13 ± 0,03
1,0 моль/л HNO ₃			
2	0,53 ± 0,01	(4,0 ± 0,5)10 ⁻⁷	1,13 ± 0,01
2,0 моль/л HNO ₃			
3	0,63 ± 0,04	(5,8 ± 0,6) 10 ⁻⁷	1,16 ± 0,01
4,0 моль/л HNO ₃			
4	0,80 ± 0,01	(7,9 ± 0,5)10 ⁻⁷	1,18 ± 0,01
6,0 моль/л HNO ₃			
5	0,84 ± 0,01	(7,4 ± 0,6)10 ⁻⁷	1,21 ± 0,01

При сравнении потенциала перепассивации сплава Tc–Ru с потенциалами перепассивации на электродах из чистых Tc и Ru видно, что во всем исследованном интервале концентрации азотной кислоты значения потенциала перепассивации сплава занимают промежуточное положение между потенциалами перепассивации на электродах из чистых Tc и Ru. Так же, как и для чистых металлов, значения потенциала перепассивации сплава увеличиваются с ростом концентрации HNO₃ в растворе. Приведённые данные свидетельствуют о том, что легирование технеция рутением повышает устойчивость сплава к электрохимическому окислению в растворах азотной кислоты.



Потенциалы перепассивации металлических Tc, Ru и сплавов Tc–Ru в HNO₃ с концентрацией 0,5–6,0 моль/л по данным линейной вольтамперометрии:
 1 – металлический Tc; 2 – сплав Tc–19 %Ru; 3 – сплав Tc–45 %Ru;
 4 – сплав Tc–70 %Ru; 5 – металлический Ru

К.В. Ротманов

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ И СОЗДАНИЕ ОПЫТНОГО ПРОИЗВОДСТВА АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ

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, радия-224, висмута-212, свинца-212 и тория-227, применяемых в терапии рассеянных и склонных к образованию метастаз онкологических заболеваний.

Новые соединения радия со структурой перовскита. Для уменьшения эффекта самоэкранирования при облучении радия нейтронами ранее было предложено разбавление радия оксидом свинца, слабо поглощающим нейтроны. В этом случае стартовая композиция может быть подготовлена соосаждением карбонатов радия и свинца с последующим прокаливанием. Совместное прокаливаниe соединений радия и свинца может привести к образованию ранее неизвестных смешанных оксидов с общей формулой $Ra_xPb_yO_z$. Их образование необходимо учитывать как при оценке характеристик облучаемого материала (необходимых для нейтронно-физических и теплофизических расчётов мишеней), так и при выборе методики обращения с облучёнными образцами. Для определения возможности образования таких соединений была проведена серия экспериментов, заключающихся в прокаливании смесей $Ra(NO_3)_2/Pb(NO_3)_2$ и $RaCO_3/PbCO_3$ и аналогичных смесей, содержащих барий в качестве имитатора радия.

Условия синтеза препаратов

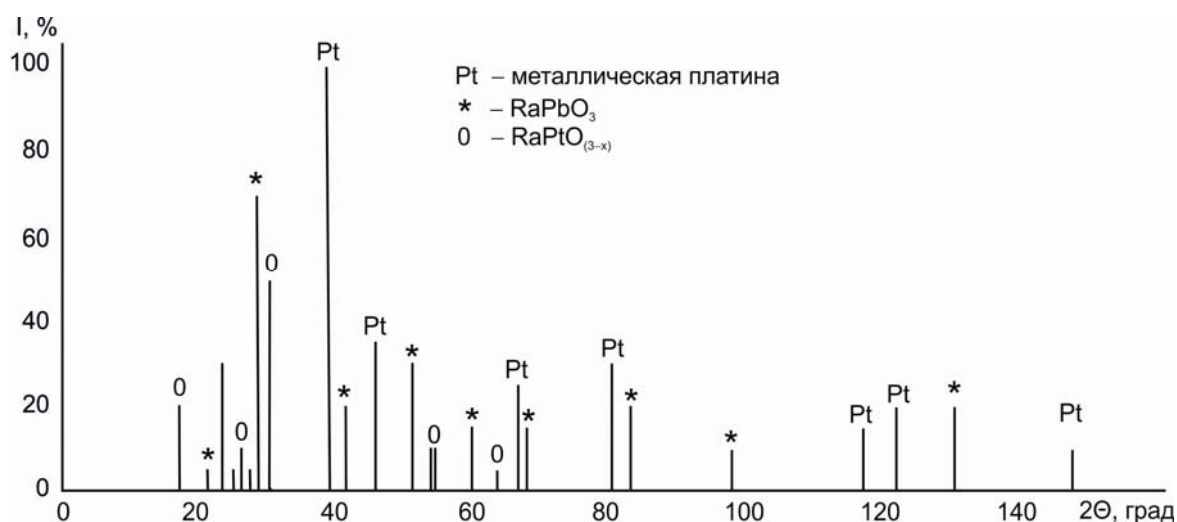
Состав	Условия прокаливания	Результаты рентгенофазового анализа
100 мг $BaCO_3$ 271 мг $PbCO_3$	$T = 800\text{ }^\circ\text{C}$, $t = 5\text{ ч}$, (керамический тигель)	1. $BaPbO_3$ кубический типа перовскита 2. PbO
20 мг $Ba(NO_3)_2$ 52 мг $Pb(NO_3)_2$	$T = 800\text{ }^\circ\text{C}$, $t = 5\text{ ч}$, (керамический тигель)	1. $BaPbO_3$ кубический типа перовскита 2. PbO
1,6 мг $Ra(NO_3)_2$ 2,4 мг $Pb(NO_3)_2$	$T = 800\text{ }^\circ\text{C}$, $t = 8\text{ ч}$ (тигель из нержавеющей стали)	1. PbO 2. $Ra(NO_3)_2$
2,0 мг $RaCO_3$ 5,0 мг $PbCO_3$	$T = 800\text{ }^\circ\text{C}$, $t = 8\text{ ч}$ (тигель из нержавеющей стали)	1. ABO_3 кубический типа перовскита, ПКР = $(4,301 \pm 0,001)\text{ \AA}$, интерпретирован как $RaPbO_3$ 2. $BaCrO_4$
2,9 мг $RaCO_3$ 4,6 мг $PbCO_3$ $Ra:Pb = 1:1,66$	$T = 800\text{ }^\circ\text{C}$, $t = 20\text{ ч}$, (платиновый тигель)	1. $Pt_{мет}$ 2. ABO_3 кубический типа перовскита, ПКР = $(4,305 \pm 0,002)\text{ \AA}$, интерпретирован как $RaPbO_3$ 3. ABO_3 гексагональный типа перовскита, интерпретирован как $RaPtO_3$ 4. Возможно присутствие фаз, близких по составу Ra_2PbO_4 , $Ra_3Pb_2O_7$, $Ra_4Pb_3O_{10}$
3 мг $Ba(NO_3)_2$	$T = 800\text{ }^\circ\text{C}$, $t = 20\text{ ч}$ (платиновый тигель)	1. $Pt_{мет}$ 2. $BaCO_3$
3 мг $Ba(NO_3)_2$	$T = 980\text{ }^\circ\text{C}$, $t = 16\text{ ч}$ (платиновый тигель)	1. $Pt_{мет}$ 2. $BaPtO_3$

Примечание. T – температура прокаливания; t – время прокаливания; ABO_3 – неизвестная фаза со структурой кубического перовскита, интерпретированная как $RaPbO_3$; ПКР – параметр кристаллической решётки.

Данные рентгенофазового анализа показали, что при совместном прокаливании нитратов радия и свинца при $T = 800\text{ }^\circ\text{C}$ не происходит образования смешанных оксидов

радия и свинца. При прокаливании смеси карбонатов радия и свинца в тигле из нержавеющей стали полученный препарат содержал неизвестную фазу ABO_3 со структурой кубического перовскита, которая была интерпретирована как RaPbO_3 . Кроме этого в смеси содержалась примесь фазы близкой к BaCrO_4 , которая могла образоваться за счёт реакции примеси соединений бария с хромом, присутствующим в нержавеющей стали.

Повторный эксперимент проводили в платиновом тигле после дополнительной очистки радия методом катионообменной хроматографии, в результате чего содержание бария в препарате не превышало $1/25$, а суммарное количество примесей Ca, Fe, Ba, Al, B, Si не превышало $1/33$ от массы радия. При этом было подтверждено образование фазы RaPbO_3 . Среднее значение параметра кристаллической решётки по результатам двух экспериментов составляет $a = 4,303 \text{ \AA}$. Для нового соединения была рассчитана теоретическая плотность равная $10,0 \text{ г/см}^3$. Препарат, полученный в платиновом тигле, содержал примесь фазы, интерпретированной как RaPtO_3 со структурой гексагонального перовскита. Аналогичное соединение бария образуется при более высокой температуре.



*Штрих-рентгенограмма RaPbO_3 , полученного в платиновом тигле:
 I – относительная интенсивность (в процентах) по отношению
 к самой интенсивной линии рентгенограммы; 2θ – угол рассеяния, град*

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

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ РАДИЯ

Учитывая полученный ранее опыт, изготовили радиевую мишень, содержащую RaPbO_3 (с активностью $^{226}\text{Ra} = 1,99 \cdot 10^8 \text{ Бк}$) массой $11,37 \text{ мг}$ в смеси с оксидом свинца (II) массой 970 мг . Перед изготовлением мишени радий был подвергнут очистке от примесей на катионообменной смоле Dowex 50x8 в присутствии этилендиаминтет-

рауксусной кислоты с концентрацией 0,01 моль/л при pH = 8,8. Суммарная масса примесей Ca, Cr, Cu, Fe, Mg, Mn, Ni, Si, Ti и Ba составляла примерно 8 мг. Мишень облучали в центральной нейтронной ловушке реактора СМ в течение 19,5 эфф. сут при средней плотности потока нейтронов $1,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. После выдержки в течение 14 сут была произведена радиохимическая переработка облучённого материала и определены выходы продуктов активации ^{226}Ra . Содержание ^{226}Ra и ^{228}Th определяли методами альфа- и гамма-спектрометрии, а ^{229}Th и ^{230}Th – методом масс-спектрометрии. Содержание ^{227}Ac , ^{225}Ra и ^{228}Ra было найдено определением активности их дочерних продуктов распада. Образование ^{228}Ra было дополнительно подтверждено результатами масс-спектрального анализа.

Активность основных компонентов в облучённой радиевой мишени

Изотоп	Выход, Бк (мКи)	Удельный выход, Бк/г ^{226}Ra (Ки/г ^{226}Ra)
^{227}Ac	$5,25 \cdot 10^8$ (14,2)	$9,84 \cdot 10^{10}$ (2,66)
^{228}Th	$6,96 \cdot 10^9$ (188)	$1,30 \cdot 10^{12}$ (35,2)
^{229}Th	$1,84 \cdot 10^5$ ($4,97 \cdot 10^{-3}$)	$3,45 \cdot 10^7$ ($9,31 \cdot 10^{-4}$)
^{230}Th	$3,04 \cdot 10^3$ ($8,22 \cdot 10^{-5}$)	$5,69 \cdot 10^5$ ($1,54 \cdot 10^{-5}$)
^{228}Ra	$2,63 \cdot 10^7$ (0,711)	$4,93 \cdot 10^9$ (0,133)
^{225}Ra	$3,20 \cdot 10^7$ (0,864)	$5,99 \cdot 10^9$ (0,162)
^{226}Ra (невыгоревший)	$1,78 \cdot 10^8$ (4,8)	$3,33 \cdot 10^{10}$ (0,899)

*Р.А. Кузнецов, В.А. Тарасов, П.С. Буткалюк,
Е.Г. Романов, И.Л. Буткалюк, А.Ю. Баранов,
Е.В. Казакова, В.Н. Куприянов*



РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

6

ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2011

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Нарушения нормальной эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), включая и запроектные аварии, – это некоторые весьма маловероятные события, которые могут возникнуть в результате отказа систем безопасности и привести к повреждению барьеров на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду. Цепочки аварий должны рассматриваться на основе сочетания инженерных оценок и вероятностных методов для того, чтобы, оценив их риск возникновения, разумно определить необходимые меры по их предотвращению или ослаблению последствий. В данном направлении ведущими специалистами ОАО «ГНЦ НИИАР» ведётся систематическая работа по оценке возникновения технологических рисков и прогнозированию их негативных последствий для человека и окружающей среды.

В 2011 году проанализированы сочетания возможных событий для приповерхностных пунктов хранения твёрдых радиоактивных отходов. Практическим результатом этой работы явилась выработка мер технического и организационного характера, направленных на снижение вероятности возникновения нарушений с радиационными последствиями.

С 2010 года нормативно-правовые акты, регулирующие вопросы обеспечения радиационной безопасности, претерпели значительные изменения и стали включать требования по внедрению научных подходов в направлении оптимизации радиационной защиты на основе методологии оценки индивидуальных радиологических рисков. Результатом выполнения указанных требований явился анализ результатов текущего индивидуального контроля персонала группы А с помощью программно-аппаратного комплекса АРМИР-3. Получаемая таким образом информация востребована при планировании работ, связанных с воздействием радиационных факторов на персонал, работающий с техногенными источниками ионизирующего излучения.

Контроль выбросов радиоактивных веществ в атмосферу является одним из важнейших показателей радиационной и экологической безопасности при осуществлении деятельности по эксплуатации ОИАЭ. Именно выброс в атмосферу занимает определяющее значение при расчёте воздействия радиационных объектов на окружающую среду и население, так как воздушный путь распространения радиоактивных веществ преобладает над всеми остальными. Однако точность определения величины выброса – достаточно сложная задача, требующая, безусловно, в первую очередь, решения методического. В этой связи в институте инициирована и реализована на практике разработка методики контроля капельно-паровых выбросов радионуклидов из градирен исследовательских установок института. Практическим результатом трёхлетней работы явился отказ от консервативных методов расчёта и внедрение разработанной методики, обеспечивающей высокую достоверность результатов, демонстрирующих безопасность действующих реакторных установок ГНЦ НИИАР.

Наряду с усовершенствованием методических аспектов радиационного контроля специалистами института ведётся деятельность в направлении повышения эффективности очистки воздуха штатными фильтрационными установками, размещёнными на пути удаления газообразных радиоактивных отходов. Например, в 2011 году завершены исследования по созданию нового фильтра-сорбера для улавливания трудносорбируемой аэрозольной формы селена-75, образующейся при производстве радионуклидных источников и препаратов. Результаты работы позволили

выработать рекомендации по доработке штатных вытяжных аэрозольных фильтров ФВ-0,4, установленных в радиационно-защитных камерах, путём использования новых фильтрующих материалов и сорбентов с меньшим аэродинамическим сопротивлением и более высокими характеристиками по степени очистки воздуха от радиоактивных аэрозолей.

Одним из способов снижения радиационной и экологической нагрузки на окружающую среду является решение проблемы обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами (РАО), накопленными к настоящему времени в местах их временного хранения. Сегодня для этого активно разрабатываются и апробируются новые технологии переработки ОЯТ, запускаются установки по кондиционированию отходов, строятся современные хранилища и прочее. В поиске оптимальных технологий обращения с ОЯТ исследовательских установок и РАО, требующих длительного безопасного хранения, находятся и научные коллективы ОАО «ГНЦ НИИАР». Подобные разработки невозможны без фундаментальных исследований поведения радиоактивных веществ в среде, планируемой для их размещения. В частности, для экспериментального обоснования возможности безопасного хранения ОЯТ исследовательских ядерных установок в НИИАРе создан стенд сухого хранения ОЯТ и в 2011 году успешно завершён пятилетний цикл исследований по контролируемому сухому хранению ОТВС исследовательского реактора МИР, а также определены основные критерии безопасного хранения уран-алюминиевого топлива в среде сухого газа.

Учитывая период времени, в течение которого радиоактивные отходы станут безопасными, ведётся поиск среды, которая позволила бы обеспечить стабильность РАО на длительный период. В институте проводятся подобные исследования по поиску таких материалов и отрабатываются технологии по включению радиоактивных веществ в различные матрицы, предотвращающие их миграцию в окружающую среду, а также разрабатываются и апробируются технологии обращения с загрязнёнными объектами окружающей среды с целью их реабилитации.

В.В. Серебряков

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОГО РИСКА ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ХРАНИЛИЩА ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В соответствии с требованиями ГОСТ Р ИСО 14001-2007 при разработке управленческих планов по обеспечению безопасных условий проведения работ с источниками ионизирующего излучения необходимо проводить оценку радиационного риска. В ОАО «ГНЦ НИИАР» разрабатывается и внедряется специальная методология системного анализа радиационного риска для обоснования безопасности объектов ядерного топливного цикла. Объектами исследования в 2011 году были хранилища, предназначенные для захоронения жидких низко-, средне- и высокоактивных отходов реакторных установок, радиохимических и материаловедческих лабораторий:

1. Хранилище А – хранилище твёрдых радиоактивных отходов, предназначенное для длительного хранения среднеактивных отходов: отходов горячих лабораторий, фильтров, йодных колонок, спецодежды, мелкого оборудования и т. д. К концу 2007 года хранилище А было заполнено и размещение радиоактивных отходов в нём завершено. В соответствии с НП-055-04 это хранилище должно быть выведено из эксплуатации. Но для этого необходимо исследовать и обосновать его безопасность и для периода после его вывода из эксплуатации.
2. Хранилище В – хранилище твёрдых радиоактивных отходов, предназначенное для приёма и длительного хранения твёрдых высокоактивных отходов, поступающих из подразделений ОАО «ГНЦ НИИАР». В настоящее время в хранилище В проводятся радиационно опасные работы с твёрдыми высокоактивными отходами.

Цель работы – обоснование радиационной безопасности хранилищ А и В в случае вероятных аварийных ситуаций в соответствии с новыми нормативными документами. Эти нормативные документы (РБ-011-2000, РД-03-418-01, НРБ-99/2009) регламентируют анализ радиационного риска и обоснование в случае необходимости корректирующих мероприятий для достижения приемлемого уровня риска.

В перечень возможных аварийных ситуаций для хранилища А включены две наиболее опасные с точки зрения вероятности возникновения и тяжести последствий аварии:

1. Повреждение верхнего перекрытия хранилища с нарушением герметичности первичных упаковок твёрдых радиоактивных отходов и выбросом радиоактивных аэрозолей в окружающую среду.
2. Повреждение верхнего и нижнего перекрытий хранилища с попаданием радионуклидов в грунт вместе с потоком осадков.

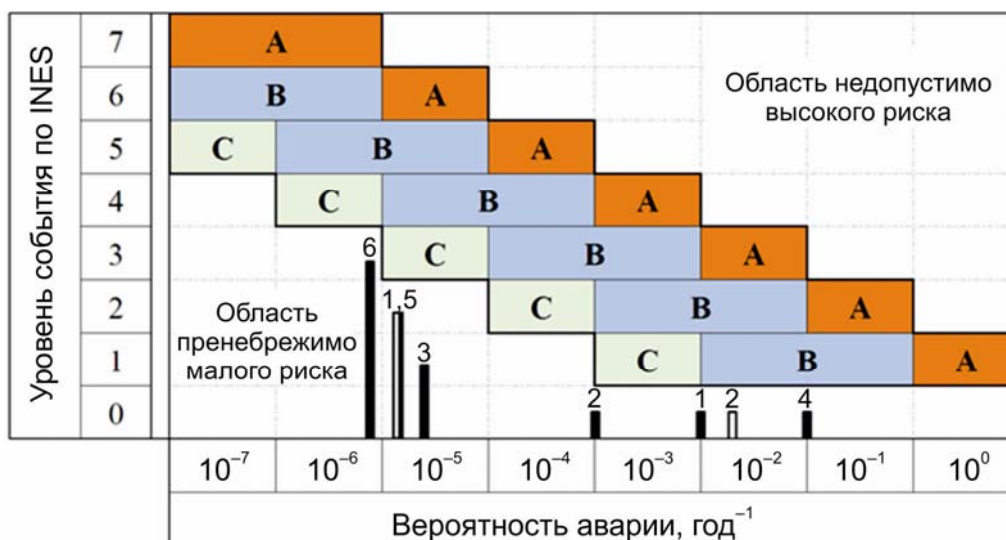
В перечень возможных аварийных ситуаций для хранилища В также включены наиболее опасные с точки зрения вероятности возникновения и тяжести последствий аварии:

1. Прекращение работы вентиляционной системы хранилища.
2. Потеря энергоснабжения в хранилище и зависание упаковочного контейнера при его загрузке на хранение.

3. Нарушение герметичности упаковочного контейнера внутри хранилища.
4. Пожар на транспортном средстве при его разгрузке.
5. Разрушение крышки одной из камер хранилища при его открытии/закрытии во время загрузки твёрдых радиоактивных отходов.
6. Разрушение наземной части хранилища и повреждение верхнего перекрытия отсеков с выбросом радиоактивных аэрозолей в окружающую среду (за-проектная авария).

Проведённые расчёты показали, что при наихудших условиях протекания аварий в хранилищах А и В максимальное радиационное воздействие на население (годовая эффективная доза облучения до 0,2 мЗв), персонал (годовая эффективная доза облучения до 2,2 мЗв) и окружающую среду не превысит допустимых значений, установленных НРБ-99/2009 (1 мЗв для населения и 20 мЗв для персонала).

Аварийные ситуации в хранилищах А и В отражены на матрице риска.



Вид матрицы риска: А, В, С – зона риска;
1, 2, 3, 4, 5, 6 – номера аварийных ситуаций для хранилищ А (□) и В (■)

В зоне риска выделены три области:

- А, где обязателен детальный анализ риска, требуются оперативные меры безопасности для снижения риска;
- В, где желателен детальный анализ риска, требуются меры безопасности;
- С, где рекомендуется проведение анализа риска и принятие мер безопасности.

В зоне риска необходимо планирование и проведение соответствующих корректирующих действий. В области пренебрежимо малого риска дополнительные меры безопасности не гарантируют снижение риска. В области недопустимо высокого риска требуется проведение немедленных мер безопасности или остановка работы объекта.

Аварийные ситуации для хранилищ А и В не выходят за пределы области пренебрежимо малого риска, поэтому проведения корректирующих мероприятий не требуется.

Проведены расчёты обобщённого риска. Согласно НРБ-99/2009 под обобщённым риском понимается произведение вероятности события, приводящего к облучению,

и вероятности смерти, связанной с облучением. Для вычисления вероятности смерти, связанной с облучением, следует полученную человеком дозу умножить на коэффициент риска, усреднённая величина которого согласно НРБ-99/2009 равна $0,05 \text{ Зв}^{-1}$.

Величина обобщённого риска для хранилищ А и В не превышает $8,8 \cdot 10^{-11} \text{ год}^{-1}$ для населения и $1,5 \cdot 10^{-6} \text{ год}^{-1}$ для персонала, что значительно ниже установленных в НРБ-99/2009 граничных значений ($1,0 \cdot 10^{-5} \text{ год}^{-1}$ для населения и $2,0 \cdot 10^{-4} \text{ год}^{-1}$ для персонала).

Так как рассмотренные аварийные ситуации находятся в области пренебрежимо малого риска, а значения обобщённого риска пренебрежимо малы в сравнении с граничными значениями по НРБ-99/2009, можно сделать вывод, что хранилища А и В характеризуются высоким уровнем безопасности в случае возникновения потенциальной аварии.

В.Д. Кизин, В.В. Коняшов, В.В. Авдонин

АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОГО РИСКА ДЛЯ ПЕРСОНАЛА ОАО «ГНЦ НИИАР», СОСТОЯЩЕГО НА ИНДИВИДУАЛЬНОМ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОМ КОНТРОЛЕ

Сегодня предъявляются новые требования к оценке потенциального воздействия облучения на человека. Например, в документах Международной комиссии по радиационной защите рекомендуется перейти от термина «коллективная доза» к термину «индивидуальный риск» и учитывать зависимость радиационного риска от нерадиационных факторов: пола и возраста человека, подвергшегося облучению, динамики облучения и т.п. В новой редакции Норм радиационной безопасности (НРБ-99/2009) рекомендуется проводить расчёты пожизненного абсолютного риска. Поэтому целью проведённой работы являлся анализ радиационного риска для персонала ОАО «ГНЦ НИИАР» с учётом обозначенных требований.

Современные модели по оценке индивидуального профессионального радиационного риска реализованы в программном комплексе АРМИР, разработанном в Госкорпорации «Росатом». В ОАО «ГНЦ НИИАР» внедрён программный комплекс АРМИР-3, предназначенный для расчётов атрибутивного риска персонала. Атрибутивный риск характеризует относительный вклад радиации в вероятность возможного заболевания конкретного человека или в случае исследования группы сотрудников, получивших дозу облучения, показывает, какая доля от всех случаев заболеваний в группе обусловлена радиационным фактором. При расчёте атрибутивного риска в АРМИР учитываются возраст-половые характеристики сотрудника, возраст на момент постановки на индивидуальный дозиметрический контроль (ИДК), стаж на ИДК, динамика облучения за время работы и полученная в текущем году доза внешнего и внутреннего облучения.

Основное назначение АРМИР – формирование групп потенциального риска, в которые включается весь персонал с величиной атрибутивного риска, превышающей

установленный порог в отчётном году. В список возможных заболеваний, по которым формируются группы потенциального риска, входят лейкоз, рак лёгкого, желудка, пищевода, печени и мочевого пузыря.

В группу потенциального риска включается персонал, для которого верхняя граница доверительного интервала атрибутивного риска (при доверительной вероятности $p = 0,99$) равна или превышает для заболеваний лейкозом 50 %, раком лёгкого – 20 %, раком желудка, пищевода, печени и мочевого пузыря – 10 %. В группу потенциального риска по неонкологическим заболеваниям (инфаркт, инсульт) включается персонал, получивший за весь стаж работы эффективную дозу облучения более 500 мЗв.

Вычисление атрибутивного риска для персонала и определение характеристик группы потенциального риска производились при помощи программного комплекса АРМИР-3. В группу потенциального риска включены 151 человек из 2453 сотрудников, состоящих на ИДК в 2011 году. Повышенный риск возникновения заболеваний лейкозом имеют 149 человек, раком лёгкого – три человека, раком пищевода и печени – по два человека. В группу потенциального риска по неонкологическим заболеваниям включено три человека. Случаев повышенного потенциального риска возникновения рака желудка и мочевого пузыря не наблюдается. Женщины в группу потенциального риска не попали.

В группе потенциального риска по лейкозу преобладает персонал, хотя и имеющий по сравнению со средними по институту соответствующими показателями меньший возраст и стаж работы с источниками ионизирующего излучения, но получивший при этом большую дозу облучения. В группе потенциального риска, связанного с возникновением рака лёгкого, печени и пищевода, попадает персонал более старшего возраста, с большим стажем работ и накопленной дозой облучения.

Численность группы потенциального риска в 16 раз меньше численности всего персонала ГНЦ НИИАР, состоящего на ИДК. Выявление сотрудников, входящих в группу потенциального риска, позволяет применять к ним технологии ранней диагностики онкологических заболеваний, а значит увеличить эффективность медицинского обследования.

Среди персонала ОАО «ГНЦ НИИАР» определены (согласно требованиям НРБ-99/2009) сотрудники, у которых в условиях нормальной эксплуатации источников ионизирующего излучения индивидуальный пожизненный риск превышает величину 10^{-3} . Из таких сотрудников сформирована группа повышенного абсолютного риска, в которую включены 18 человек. Группа повышенного абсолютного риска сформирована по данным, представленным разработчиками программного комплекса АРМИР-5.

В группу повышенного абсолютного риска попадает персонал старшего возраста, с большим стажем работ и накопленной дозой облучения. Основная эффективная доза облучения этих сотрудников получена в начальный, небезопасный период развития атомной отрасли, когда система радиационного контроля только ещё зарождалась. Абсолютный радиационный риск для этих сотрудников, обусловленный полученными за последние годы дозами облучения, относится к категории допустимого или пренебрежимо малого риска. Женщины в группу повышенного абсолютного риска не попали.

Характеристики групп потенциального и абсолютного риска

Группа риска	Число сотрудников	Средний возраст, лет	Средний стаж на ИДК, лет	Средняя накопленная эффективная доза внешнего гамма-излучения, мЗв
Группа потенциального риска возникновения: лейкоза	149	37	13	117
заболеваний лёгкого	3	65	33	598
заболеваний печени	2	62	32	672
заболеваний пищевода	2	62	32	672
инфаркта, инсульта	3	58	31	615
Группа повышенного абсолютного риска	18	65	36	398
Средний показатель по институту	2453*	46	13	37

* Число сотрудников, состоящих на ИДК.

Три сотрудника включены одновременно в группу потенциального риска и группу повышенного абсолютного риска. И в случае обнаружения у них онкологических заболеваний можно утверждать, что эти заболевания инициированы именно радиационным фактором. Атрибутивный риск остальных 15 сотрудников группы повышенного абсолютного риска не позволяет считать статистически достоверной связь потенциального заболевания и профессионального воздействия радиационного фактора.

Состав и характеристики группы потенциального риска и группы повышенного абсолютного риска значительно не изменились по сравнению с предыдущим годом. И полученные характеристики групп риска для персонала ОАО «ГНЦ НИИАР» в целом согласуются с аналогичными характеристиками для персонала Госкорпорации «Росатом».

В.В. Авдонин, В.В. Серебряков, А.Н. Батюков

РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДИКИ КОНТРОЛЯ ВЫБРОСА РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ГРАДИРЕН РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК В АТМОСФЕРУ

Важнейшей задачей обеспечения радиационной безопасности в ОАО «ГНЦ НИИАР» является совершенствование аппаратной и методической базы контроля поступления радиоактивных продуктов с потенциально радиационно опасных объектов в окружающую среду. В результате длительных экспериментальных и расчётных исследований была разработана методика контроля выброса радионуклидов из градирен реакторных установок в атмосферу в результате капельно-парового уноса. В её основе – контроль содержания радиоактивных примесей в теплоносителе градирен и термодинамические расчёты массы капель и пара, уносимых вместе с содержащимися в них радионуклидами

в атмосферу восходящими из градирни потоками воздуха. Разработанная методика, в отличие от консервативных проектных нормативов выброса теплоносителя в атмосферу для градирен ГНЦ НИИАР, детально учитывает конструктивные, текущие технологические параметры и режимы работы реакторных установок и градирен, суточные и сезонные колебания температуры, влажности и давления атмосферного воздуха. Она позволяет обоснованно рассчитывать текущий, разовый выброс в атмосферу радионуклидов, поступающих в контур охлаждения из заборного водоёма, а также выброс за длительный период нормальной эксплуатации. Эта методика может также эффективно использоваться для расчёта кратковременных выбросов в случае нештатного появления в охлаждающем теплоносителе радиоактивных продуктов.

В начале 2011 года методика прошла метрологическую экспертизу и была аттестована. Совместно с начальниками служб эксплуатации реакторов и метеостанции были проведены организационные и технические мероприятия по её практическому внедрению.

В течение года периодически отбирали пробы воды из контура охлаждения градирен работающих реакторных установок и измеряли удельную активность радиоактивных веществ. Отслеживали и обрабатывали текущие почасовые значения технологических параметров контура охлаждения градирен из базы данных и рабочих журналов реакторных установок, данные о параметрах атмосферного воздуха и содержании радиоактивных примесей в теплоносителе. Используя собранные сведения, осуществляли расчёты выбросов по формулам, заложенным в разработанной методике и реализованным в программе для персонального компьютера.

Ниже приведены результаты расчётов выбросов за 2011 год по разработанной методике в сравнении с нормативами. Регистрируемые в теплоносителе радионуклиды относятся к нелетучим, их выброс в атмосферу определяется капельным уносом, который не превышает 1,5 % от выброса теплоносителя в виде пара.

Выброс теплоносителя из градирни реакторов МИР и РБТ-10 в атмосферу

Уносимая фаза	Выброс, $\cdot 10^6$ кг	
	нормативный	расчётный
Пар	–	190
Капли	29,3	2,8

Активность радионуклидов в выбросах из градирни реакторов МИР и РБТ-10

Радионуклиды	Средняя активность в теплоносителе, Бк/кг	Выброс, МБк			
		расчётный	нормативный	допустимый	предельно допустимый
Стронций-90	0,07	0,20	2,1	–	–
Калий-40	0,22	0,62	6,5	–	–
Цезий-134	0,010	0,030	0,29	–	–
Цезий-137	0,035	0,10	1,03	0,74	$3,1 \cdot 10^4$
Кобальт-60	0,019	0,05	0,56	0,59	$8,4 \cdot 10^4$

Детальный учёт параметров и режимов работы реакторных установок и градиен, суточных и сезонных колебаний температуры воздуха приводит к существенно меньшим расчётным значениям выброса радионуклидов по разработанной методике, чем по нормативам.

Методика контроля выброса радионуклидов из градиен реакторных установок в атмосферу в результате капельно-парового уноса включена в соответствующий раздел обновлённого Регламента контроля выбросов радиоактивных веществ в ОАО «ГНЦ НИИАР».

А.А. Рыбин, Е.А. Николаева, В.В. Серебряков

ИСПЫТАНИЯ ФИЛЬТРОВ-СОРБЕРОВ ДЛЯ ОЧИСТКИ ГАЗОВОЗДУШНОЙ СРЕДЫ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ КАМЕР ОТ ЛЕТУЧИХ ФОРМ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ

Для предотвращения поступления в системы спецвентиляции и ограничения выбросов в атмосферу радиоактивных продуктов все радиационно-защитные камеры для работы с радиоактивными источниками и препаратами оснащены фильтрами тонкой очистки воздуха от радиоактивных аэрозолей.

Наряду с другими радиоактивными источниками в ОАО «ГНЦ НИИАР» изготавливают источники гамма-излучения на основе радионуклида селена-75. На одном из этапов их изготовления – герметизации капсул с радиоактивным селеном, осуществляемой в одной из радиационно-защитных камер, – наблюдали повышенное поступление селена-75 в атмосферу камеры. В дальнейшем его регистрировали в воздухе вентиляционной системы здания и газоаэрозольных выбросах вентиляционного центра института. Были зафиксированы случаи, когда содержание селена-75 в газоаэрозольных выбросах превышало установленные административные и контрольные уровни.

Проведённые исследования показали, что селен-75 присутствует в воздухе радиационно-защитной камеры и газоаэрозольных выбросах в аэрозольной и молекулярной формах, поэтому для его улавливания необходимо одновременно применять фильтрующие и сорбционные материалы. Испытания на стенде, расположенном рядом с радиационно-защитной камерой, подтвердили, что, используя комбинацию из ткани Петрянова типа ФПП-15-4,5 и активированных импрегнированных углей, можно добиться эффективной очистки от обеих форм селена не менее, чем на 99 %. Этого достаточно, чтобы выбросы селена-75 в атмосферу не превышали установленных контрольных уровней.

Полученные результаты были использованы при создании опытных комбинированных фильтров-сорберов для радиационно-защитной камеры. Фильтры-сорберы должны быть размещены вместо штатного фильтра типа В-0,4 или ФВ-0,4 в специальной нише вытяжного воздуховода защитной камеры дистанционно с помощью грузочного устройства и манипуляторов. Размеры ниши и посадочного места соответствуют

размерам штатных фильтров. Так как изменить эти размеры нельзя, фильтрующие и сорбирующие элементы во всех фильтрах-сорберах размещали в корпусе от штатных заводских аэрозольных фильтров: В-0,4 («Ekast», Эстония) или ФВ-0,4 (ЗАО «Филар», г. Шлиссельбург, Россия).



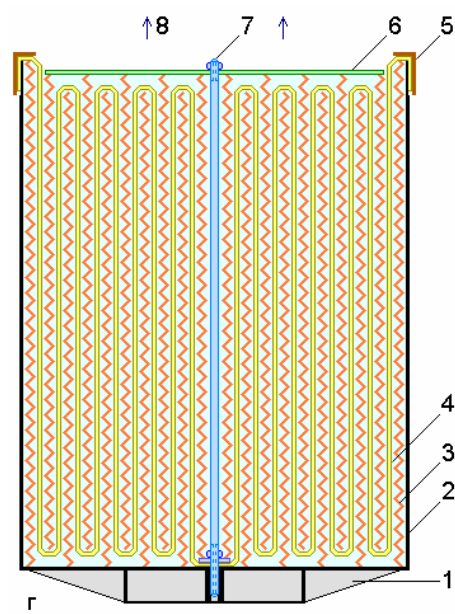
а



б



в



г

Внешний вид аэрозольных фильтров: ФВ-0,4 со стороны входа (а) и выхода (б) очищаемого воздуха и В-0,4 сбоку и со стороны входа очищаемого воздуха (в), а также их схема в продольном сечении (г): 1 – опорная поджимаемая решётка, 2 – корпус, 3 – гофрированные дистанционирующие перегородки, 4 – слой фильтрующей ткани Петрянова, 5 – герметизирующее резиновое кольцо, 6 – фиксирующая планка, 7 – стягивающий болт с гайкой, 8 – направление движения воздуха

Было изготовлено и испытано несколько вариантов фильтров-сорберов.

Характеристики опытных комбинированных фильтров-сорберов

Фильтр-сорбер	Базовый фильтр	Поглощающий элемент	
		Ткань ФПП-15-4,5	Активированный уголь СКТ-3И
		Площадь фильтрации, см ²	Масса, г
ФСК-1	В-0,4	100	800
ФСК-2	ФВ-0,4	4000	300
ФСК-3	ФВ-0,4	4000	43
ФСК-4	В-0,4	4000	42

Внутри ФСК-1 по направлению потока воздуха находится несколько слоёв, разделённых стальными сетками:

- слой из сипрона, который служит фильтром грубой очистки;
- два слоя ткани Петрянова по сечению фильтра – для тонкой очистки от аэрозолей;
- активированный уголь в качестве сорбента газообразных соединений селена.

В ФСК-2 между слоями фильтрующей ткани вместо извлечённых дистанционирующих пластиковых перегородок засыпали уголь.

В фильтрах ФСК-3 и ФСК-4 фильтрующие слои из ткани Петрянова оставили без изменений, но на выходе из фильтра на металлическую сетку насыпали слой активированного угля и закрепили другой металлической сеткой.

До установки опытных фильтров-сорберов в радиационно-защитную камеру были проведены их предварительные испытания на лабораторном стенде для определения аэродинамического сопротивления и получены зависимости перепада давления от расхода воздуха через фильтры. Затем комбинированные фильтры-сорберы испытывали в одной из относительно «чистых» радиационно-защитных камер для определения их влияния на давление (разрежение) в камере.

Эксперименты выявили основной недостаток опытных комбинированных фильтров-сорберов – их высокое аэродинамическое сопротивление при номинальном расходе воздуха. При использовании этих фильтров разрежение в радиационно-защитной камере часто становилось ниже допустимого (150–200 Па в соответствии с ОСПОРБ 99/2010), что не позволяло проводить их испытания в радиационно-защитной камере в условиях работы с селеновыми источниками. Установлено также, что высокое сопротивление имеет и базовый фильтр ФВ-0,4.

Наименьшее и приемлемое аэродинамическое сопротивление имел фильтр ФСК-4, который и был испытан в радиационно-защитной камере в период подготовки

и проведения цикла работ по герметизации селеновых источников. ФСК-4 показал эффективность очистки воздуха камеры от аэрозольных форм ^{75}Se – 99,7 %, а от молекулярных – 70 %. Суммарная эффективность очистки от обеих форм селена составила 99 %.

Результаты экспериментов с разными моделями опытных комбинированных фильтров-сорберов доказали возможность изготовления в корпусе штатного фильтра ФВ-0,4 необходимого комбинированного фильтра-сорбера, позволяющего ограничить поступление селена-75 из радиационно-защитной камеры в вентиляционные системы и снизить выброс в атмосферу до допустимого уровня. Выработаны рекомендации по совершенствованию фильтров-сорберов, а также по доработке штатных фильтров ФВ-0,4 путём использования новых фильтрующих материалов с меньшим аэродинамическим сопротивлением. Это должно обеспечить высокую эффективность очистки воздуха от селена-75 и регламентируемые условия эксплуатации радиационно-защитных камер.

А.А. Рыбин, Л.Н. Рождественская, В.В. Серебряков

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТЫ ПО СОЗДАНИЮ ОПЫТНОГО КОНТЕЙНЕРНОГО МОДУЛЯ ДЛЯ СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

В последние годы особую остроту приобрела проблема хранения отработавшего ядерного топлива, сосредоточенного на ядерных объектах России. Согласно опубликованным данным на АЭС и в ядерных центрах накопилось отработавшее ядерное топливо в количестве, превышающем проектное. Во многом это вызвано сокращением вывоза топлива с ядерных объектов в связи с недостаточной производительностью перерабатывающих комбинатов и, в отдельных случаях, отсутствием технологии переработки отработавшего ядерного топлива.

Для ядерных центров России оптимальным вариантом разгрузки бассейнов выдержки приреакторных хранилищ ОЯТ представляется перевод отработавшего ядерного топлива на сухое длительное хранение.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» в рамках федеральной целевой программы «Национальная технологическая база» был создан модуль для сухого контролируемого хранения отработавшего ядерного топлива исследовательских реакторов на базе металлобетонного контейнера с использованием транспортно-упаковочного комплекта ТУК-108/1. Для обоснования безопасности сухого контейнерного хранения ОЯТ исследовательских реакторов в данном модуле был проведён полномасштабный эксперимент по контролируемому хранению в течение трёх лет 28 ОТВС исследовательского реактора МИР.



Стенд инспекции ОТВС

Перед экспериментом отработавшие тепловыделяющие сборки исследовательского реактора МИР, выбранные для загрузки в модуль сухого хранения, были исследованы на многофункциональном стенде инспекции отработавших тепловыделяющихборок.

В ходе этих исследований были проведены следующие операции:

- взвешивание ОТВС;
- определение заводского номера ОТВС;
- визуальный осмотр поверхности ОТВС;
- измерение распределения гамма-активных продуктов деления по длине ОТВС;
- измерение распределения мощности дозы ионизирующего излучения по длине ОТВС.

После введения модуля сухого хранения в опытную эксплуатацию были отработаны основные транспортно-технологические операции по осушке и загрузке отработавших тепловыделяющихборок в модуль. После чего 28 ОТВС исследовательского реактора МИР с выгоранием топлива от 43 до 58 % по урану-235 и сроками выдержки в бассейне выдержки от 5 до 30 лет были в семи чехлах загружены в модуль сухого хранения.

Во время хранения ОТВС в металлобетонном контейнере проводили контроль параметров внутренней газовой среды, а также радиационной обстановки на поверхности экспериментального модуля сухого хранения и площадке его размещения.

Результаты контроля параметров среды хранения сводятся к следующему:

1. При эксплуатации модуля радиационная безопасность соблюдается. Мощность дозы гамма-излучения вплотную к корпусу контейнера составляет от 27 до 97 мкЗв/ч, а на расстоянии 1 м – не превышает 22 мкЗв/ч.
2. Температура среды в модуле незначительно (от 2 до 15 °С) превышает температуру окружающей среды.
3. Во внутренней полости металлобетонного контейнера накопления водорода, газовых продуктов деления и окиси азота масс-спектрометрическим методом не обнаружено. Существенную часть времени внутренняя полость контейнера находилась под небольшим разрежением.

Для обоснования длительного контейнерного хранения уран-алюминиевого отработавшего ядерного топлива исследовательских реакторов были проведёны расчётные оценки и экспериментальные исследования в защитных камерах поведения ОЯТ исследовательского реактора МИР в условиях сухого хранения.

Расчётная оценка выхода водорода при радиоллизе воды в контейнерном модуле при сухом хранении ОТВС показала, что активность отработавших тепловыделяющихборок

сборок с выдержкой более трёх лет в бассейне выдержки такова, что 28 ОТВС не могут создать во внутренней полости металлобетонного контейнера взрывоопасной концентрации водорода даже при длительном хранении отработавших тепловыделяющихборок.

Тепловые расчёты показали, что если выдержать ОТВС исследовательского реактора МИР до загрузки в металлобетонный контейнер в бассейне выдержки в течение пяти лет, то при хранении 28 отработавших тепловыделяющихборок в металлобетонном контейнере температура оболочек твэлов не превысит 50 °С, а температура газовой среды в модуле – 41 °С, то есть после перевода ОТВС пятилетней выдержки с водного (при температуре 40–50 °С) на сухое контейнерное хранение температура отработавшего ядерного топлива и среды хранения не повышается. Это подтверждают и прямые измерения температуры в процессе хранения в модуле 28 ОТВС исследовательского реактора МИР.

Материаловедческие исследования ОТВС реактора МИР с уран-алюминиевым топливом показали, что их эксплуатация при умеренной мощности (менее 2 МВт) и до выгорания топлива не более 55 % по урану-235 обуславливает удовлетворительное состояние всех компонентов отработавших тепловыделяющихборок и позволяет переводить их на длительное сухое хранение.

Термические испытания, проведённые на кольцевых образцах твэлов реактора МИР, в условиях, моделирующих сушку горячим газом при температуре около 100 °С, показали, что технологический процесс сушки чехлов с ОТВС не оказывает значимого влияния на механические свойства оболочек твэлов.

Расчётно-экспериментальные исследования процессов коррозии и «старения» на облучённых и необлучённых образцах из сплава САВ-6 показали, что указанные процессы не снижают до критического уровня безопасность хранения отработавших тепловыделяющихборок реактора МИР в металлобетонном контейнере на протяжении не менее 50 лет.

На завершающем этапе эксперимента по контейнерному хранению ОТВС исследовательского реактора МИР были проведены:

- выгрузка из металлобетонного контейнера двух чехлов с отработавшими тепловыделяющимиборками реактора МИР;
- материаловедческие исследования и оценка состояния отработавших тепловыделяющихборок с необходимыми параметрами после трёх лет хранения в металлобетонном контейнере;
- оценка технического состояния оборудования металлобетонного контейнера после трёхлетнего сухого хранения в нём отработавшего ядерного топлива уран-алюминиевого типа,
- определение критериев безопасного хранения отработавшего ядерного топлива уран-алюминиевого типа;
- разработка технологического регламента сухого контейнерного хранения отработавшего ядерного топлива уран-алюминиевого типа; регламент описывает технологические операции по переводу ОЯТ реактора МИР с водного на сухое хранение и операции контроля параметров при сухом хранении.



а

б

Внешний вид чехла для ОТВС реактора МИР после трёх лет сухого хранения в металлобетонном контейнере до (а) и после (б) очистки от отложений

Для исследования состояния оборудования контейнера после трёхлетней эксплуатации на открытой площадке модуль хранения на базе металлобетонного контейнера ТУК 108/1, загруженный 28 отработавшими тепловыделяющими сборками реактора МИР, был оттранспортирован в центральное хранилище отработавшего ядерного топлива ОАО «ГНЦ НИИАР».

При выгрузке из модуля чехлов с отработавшими тепловыделяющими сборками проводился их визуальный осмотр и оценка состояния оборудования металлобетонного контейнера: наружной и внутренней крышек, их болтов крепления, крышек чехлов. По результатам визуального обследования состояние осмотренных объектов было признано удовлетворительным.

При визуальном обследовании выгруженных чехлов в местах сварных соединений в большом количестве были обнаружены отложения рыжего цвета. Однако осмотр чехлов после очистки механическим способом от отложений не выявил следов значительного повреждения сварных швов и основного металла.

Материаловедческие исследования состояния отработавших тепловыделяющих сборок исследовательского реактора МИР после трёхлетнего сухого хранения в контейнерном модуле на базе металлобетонного контейнера ТУК-108/1 не выявили какого-либо отрицательного влияния процесса контейнерного хранения на состояние ОТВС.

Проведённые расчётно-экспериментальные исследования позволили определить критерии безопасного сухого контейнерного хранения уран-алюминиевого ОЯТ:

1. Оболочки твэлов в ОТВС, переводимых на сухое хранение, должны быть герметичны.
2. Выгорание топлива в ОТВС, переводимых на хранение, не должно превышать 55 % по урану-235.
3. Максимальная мощность при эксплуатации ОТВС, предназначенных для сухого хранения, должна быть не более 2 МВт.
4. Срок водного хранения ОТВС, переводимых на хранение, – не менее пяти лет.
5. Количество ОТВС в металлобетонном контейнере ТУК-108/1 – не более 28 шт.
6. Осушка чехлов с ОТВС должна проводиться горячим воздухом при температуре около 100 °С.
7. После загрузки ОТВС в металлобетонный контейнер должна проводиться вакуумная сушка, после сушки остаточное давление водяного пара в металлобетонном контейнере не должно превышать 20 Па.
8. Хранение ОТВС должно осуществляться в сухом азоте или аргоне.

9. Давление газовой среды в металлобетонном контейнере должно быть избыточным – не менее 10–20 кПа.
10. Утечка газовой среды из металлобетонного контейнера не должна превышать $6,7 \cdot 10^{-6}$ Па·м³/с (IV класс герметичности).
11. Предельный срок хранения уран-алюминиевого ОЯТ в металлобетонном контейнере – 50 лет.

На основе данных критериев был разработан технологический регламент сухого контейнерного хранения уран-алюминиевого типа ОЯТ исследовательских реакторов в среде сухого газа.

Предельный срок хранения уран-алюминиевого ОЯТ в металлобетонном контейнере – 50 лет – определён исходя из расчётных моделей и экспериментальных данных о деградации ОЯТ и конструкционных материалов металлобетонного контейнера на протяжении трёх лет хранения. Для повышения надёжности оценки предельного срока хранения целесообразно продолжать эксперимент по контролируемому сухому хранению 28 ОТВС реактора МИР в течение ещё 7–10 лет.

В результате пяти лет работы в рамках федеральной целевой программы «Национальная технологическая база» завершена разработка модуля контейнерного хранения отработавшего ядерного топлива исследовательских реакторов, в котором проведён полномасштабный эксперимент по контролируемому сухому хранению 28 ОТВС реактора МИР. Проведены исследования для обоснования безопасности контейнерного хранения уран-алюминиевого ОЯТ реактора МИР. Определены критерии безопасного хранения и разработан технологический регламент сухого контейнерного хранения ОЯТ исследовательских реакторов уран-алюминиевого типа в среде сухого газа.

*В.Г. Бордачёв, П.А. Ильин, В.В. Маклаков,
С.В. Павлов, З.И. Чечёткина, К.И. Юдин*

ФОСФАТНЫЕ СОЕДИНЕНИЯ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ СОЛЕВЫХ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ

По требованиям МАГАТЭ все радиоактивные отходы должны быть переведены в твёрдые, устойчивые, трудно растворимые формы с высокими показателями химической, термической и радиационной стойкости с целью их безопасного долговременного хранения и захоронения. В последние годы для решения данной проблемы внимание исследователей было обращено на керамические материалы со структурами природных минералов, в частности на основе фосфатных соединений с каркасным типом строения.

Природный сульфатный минерал лангбейнит $K_2Mg_2(SO_4)_3$ (пространственная группа $P2_13$, параметр решётки (a) 9,920 Å, число формульных единиц в решётке 4)

имеет фосфатные синтетические соединения, которые заслуживают внимания при решении задач по обращению с солевыми радиоактивными отходами, содержащими катионы щелочных металлов (K^+ , Rb^+ , Li^+ , Na^+), в частности радионуклиды цезия. В природе существует лишь крайне ограниченное число трудно растворимых и термически устойчивых соединений такого рода, способных включать цезий в значительном количестве.

Основным элементом структуры лангбейнита является димер $Mg_2(SO_4)_3$, состоящий из двух октаэдров MgO_6 и трёх тетраэдров SO_4 . Димеры, объединяясь через общие кислородные вершины сульфатных тетраэдров, образуют сложную трёхмерную конструкцию (каркас), в пустотах которой располагаются катионы-компенсаторы (K^+ , NH_4^+ и другие). Кристаллохимическую формулу лангбейнита можно записать в общем виде как $(M_1)^{[9]}(M_2)^{[9]}[(L_1)^{[6]}(L_2)^{[6]}(P^{[4]}O_4)_3]$, где L_1 и L_2 – две кристаллографически различные позиции в каркасе, а M_1 и M_2 – две межкаркасные позиции полостей.

Лангбейнит обладает высокой изоморфной ёмкостью по отношению к катионам щелочных металлов, а каркас его структуры может быть образован фосфатными тетраэдрами PO_4 . Уточнение структуры фосфатного лангбейнита $K_2PrZr(PO_4)_3$ методом Ритвельда показало, что две каркасные позиции упорядоченно занимают празеодим и цирконий, а калий располагается в позициях полостей каркаса.

Синтетические фосфаты со структурой лангбейнита, в отличие от сульфатных аналогов, обладают высокими показателями химической и термической устойчивости. Такие свойства обосновывают выбор лангбейнита в качестве объекта исследования для включения радиоактивных отходов с высоким содержанием растворимых в воде солей.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» разрабатываются неводные (пирохимические) процессы изготовления ядерного топлива и переработки отработавшего ядерного топлива в расплавах хлоридов щелочных металлов. В качестве электролитов используют следующие системы:

- $NaCl-2CsCl$ (I),
- $NaCl-KCl$ (II),
- $LiCl-4,53NaCl-4,88KCl-0,66CsCl$ (III),
- $3LiCl-2KCl$ (IV),

которые после многократного применения становятся одним из видов РАО и требуют перевода в устойчивые формы.

Цель настоящей работы заключалась в получении и изучении некоторых физико-химических свойств сложных ортофосфатов со структурой минерала лангбейнита, включающих катионы щелочных металлов.

В настоящей работе методом высокотемпературного твёрдофазного синтеза из электролитов – хлоридов щелочных металлов – получили следующие фосфатные композиции (керамики):

- из системы I – составы $Na_{0,66}Cs_{1,33}FeZr(PO_4)_3$ (1) и $Na_{0,66}Cs_{1,33}CrZr(PO_4)_3$ (2);
- из системы II – состав $NaKFeZr(PO_4)_3$ (3);
- из системы III – состав $Li_{0,18}Na_{0,82}K_{0,88}Cs_{0,12}FeZr(PO_4)_3$ (4);

- из систем I и IV при их эквимольном смешивании – состав $\text{Li}_{0,6}\text{K}_{0,4}\text{Na}_{0,33}\text{Cs}_{0,67}\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$ (5).

Смеси хлоридов ступенчато подвергали термообработке при 200, 400, 600, 800 °С с выдержкой 24 ч на каждой ступени и промежуточным диспергированием. Полученные порошки прессовали в таблетки (диаметр пресс-формы 11 и 13 мм, давление прессования 150–200 МПа). Отжиг таблеток проводили при температуре от 800 до 1200 °С. Установлено, что оптимальная температура для образования фаз лангбейнита – в пределах 800–950 °С.

Для увеличения плотности изготавливаемых образцов в состав $\text{Na}_{0,66}\text{Cs}_{1,33}\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$ при прессовании керамических таблеток добавляли связующее вещество – смесь Bi_2O_3 и NaF с массовой долей 89 % и 11 % соответственно – в общем количестве 3 % от исходной массы порошка. Отжиг образца проводили при температуре 850 °С в течение 12 ч.

Фазовый состав порошкообразных и таблеточных образцов исследовали рентгенографически (фотометодом в камере Дебая РКУ-114М и с использованием дифрактометра ДРОН-3М). Анализ дифрактограмм таблеточных образцов, полученных в интервале температур от 800 до 1100 °С, показал доминирование фаз со структурой лангбейнита. По результатам фазового анализа были рассчитаны параметры кристаллической решётки фазы лангбейнита. Анализ значений параметров фаз лангбейнита показал их зависимость от среднего ионного радиуса катионов щелочных металлов (r).

Зависимость параметра кубической решётки лангбейнита от среднего ионного радиуса катионов щелочных металлов в ортофосфатах

Химическое соединение	$r, \text{Å}$	$a, \text{Å}$
$\text{Cs}_2\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$	1,780	10,215
$\text{Rb}_2\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$	1,630	10,120
$\text{Na}_{0,66}\text{Cs}_{1,33}\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$	1,580	10,158
$\text{Na}_{0,66}\text{Cs}_{1,33}\text{CrZr}(\text{PO}_4)_3$	1,580	10,119
$\text{K}_2\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$	1,550	10,055
$\text{NaKFeZr}(\text{PO}_4)_3$	1,395	10,023
$\text{Li}_{0,18}\text{Na}_{0,82}\text{K}_{0,88}\text{Cs}_{0,12}\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$	1,380	10,030

Керамические образцы изучались на химическую устойчивость в дистиллированной воде при 90 °С. Исследовались материалы после предварительной отмывки водой порошков (до прессования) от захваченных хлоридов и без неё. Анализ растворов после выщелачивания на содержание основных катионов проводили эмиссионно-спектральным методом.

Скорость выщелачивания элементов из фосфатных керамик со структурой лангбейнита

Элемент	Период выщелачивания, сут	Скорость выщелачивания, г/см ² ·сут			
		1 без связующего вещества	3	4	1 со связующим веществом
Натрий	3	$> 1,1 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-4}$	$2,9 \cdot 10^{-6}$	–
	7	$9,8 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-6}$	
Цезий	3	$> 1,1 \cdot 10^{-3}$	Нет	$2,3 \cdot 10^{-4}$	$1,4 \cdot 10^{-5}$
	7	$5,9 \cdot 10^{-4}$	цезия	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$< 6,4 \cdot 10^{-6}$
Железо	3	$3,5 \cdot 10^{-5}$	$3,1 \cdot 10^{-5}$	$3,1 \cdot 10^{-5}$	$6,3 \cdot 10^{-6}$
	7	$4,8 \cdot 10^{-6}$	$1,5 \cdot 10^{-5}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$	$3,7 \cdot 10^{-6}$
Цирконий	3	$< 6,6 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$	$< 7,2 \cdot 10^{-7}$
	7	$< 9,9 \cdot 10^{-7}$	$5,1 \cdot 10^{-7}$	$1,8 \cdot 10^{-7}$	$< 6,1 \cdot 10^{-7}$

Примечание. В заголовках таблицы цифрами обозначены составы фосфатных композиций, приведённые выше в тексте.

Для образца состава $\text{Na}_{0,66}\text{Cs}_{1,33}\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$ был количественно проанализирован химический состав. Для этих целей использовали сканирующую электронную микроскопию (СЭМ) и микрорентгеноспектральный анализ. Результаты СЭМ свидетельствуют, что фазовый состав керамики $\text{Na}_{0,66}\text{Cs}_{1,33}\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$ образован двумя фазами.

Расчётный и экспериментальный состав фосфатной керамики $\text{Na}_{0,66}\text{Cs}_{1,33}\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$

Элемент	Массовая доля, %		
	Расчёт	Эксперимент	
		Светло-серая фаза	Тёмно-серая фаза
Натрий	2,45	2,06	3,59
Цезий	28,37	29,52	21,13
Железо	8,94	7,04	6,87
Цирконий	14,61	16,47	20,19
Фосфор	14,87	14,63	16,08
Кислород	30,74	30,16	32,14

Наблюдается достаточно хорошее совпадение расчётного состава для синтеза фосфатного материала и данных микрорентгеноспектрального химического анализа полученного фосфатного материала. В целом состав обеих фаз близок к расчётному. Небольшое отличие в составе фаз заключается в том, что светло-серая фаза несколько обогащена цезием, а темно-серая – натрием. Однако по структуре обе фазы относятся к лангбейнитовому типу.

Экспериментально показано количественное включение цезия в состав полученных керамических материалов и устойчивость таких составов при температуре 800–950 °С. На примере $\text{Na}_{0,66}\text{Cs}_{1,33}\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$ продемонстрировано соответствие расчётного стехиометрического и реального состава.

Показатели химической устойчивости полученных фосфатов к выщелачиванию водой катионов щелочных металлов на 1–2 порядка выше требуемых по ГОСТу. Добавление связующего вещества в состав $\text{Na}_{0,66}\text{Cs}_{1,33}\text{FeZr}(\text{PO}_4)_3$ позволило существенно понизить значения скорости выщелачивания цезия.

О.Е. Гневашов, А.Н. Лукиных, А.А. Лизин, С.В. Томилин

РЕАБИЛИТАЦИЯ ЗАГРЯЗНЁННОЙ РАДИОНУКЛИДАМИ ТЕРРИТОРИИ ПРОМЫШЛЕННОЙ ЛИВНЕВОЙ КАНАЛИЗАЦИИ ПРОМПЛОЩАДКИ № 1 ОАО «ГНЦ НИИАР»

Реабилитация загрязнённых радионуклидами земель обеспечивает экологическую безопасность и способствует устойчивому промышленному развитию территорий. Важность реабилитации загрязнённых территорий подчеркивается включением работ по рекультивации земель в федеральную целевую программу «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности России на 2008 г. и на период до 2015 г.».

Очистка территорий от промышленного загрязнения позволяет осуществлять возврат земель в хозяйственный оборот. Она заключается в реабилитации земель и последующей их рекультивации. Для рекультивации земель, загрязнённых радиоактивными веществами, требуется решение ряда сложных технологических задач по выбору (обоснованию) способа и метода:

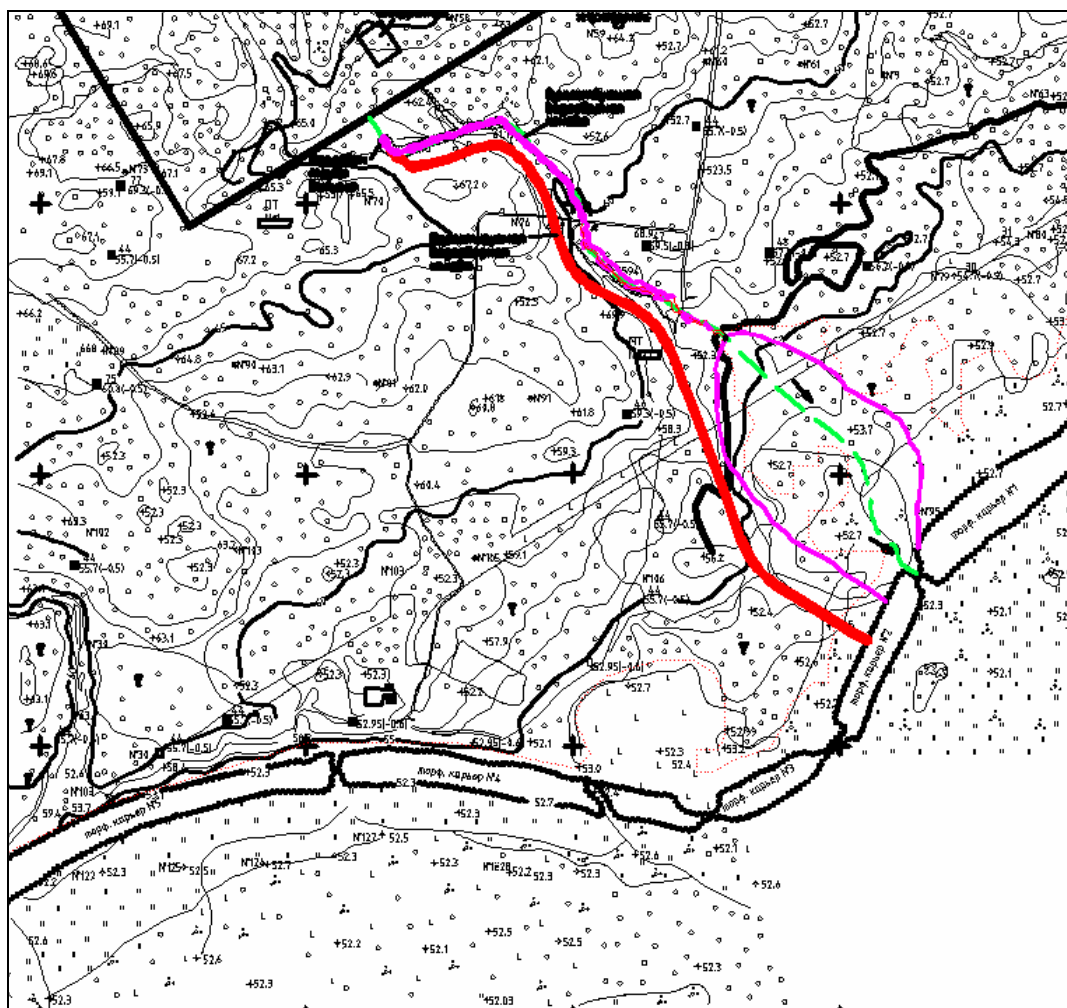
- удаления загрязнённого радиоактивными веществами слоя почвы;
- сепарации почвы, образующейся при удалении загрязнённого слоя;
- дезактивации загрязнённой почвы, включающей удаление из неё радиоактивных веществ;
- подготовки радиоактивных отходов к хранению с учётом их категории, агрегатного состояния и физико-химических свойств.

Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы (НИОКР) по реабилитации загрязнённой радионуклидами территории промышленной ливневой канализации (ПЛК) в ОАО «ГНЦ НИИАР» выполнялись в рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности России на 2008 г. и на период до 2015 г.» и включали в себя следующие мероприятия:

- комплексные радиационные исследования территории ПЛК, загрязнённой радиоактивными веществами;
- обоснование необходимости проведения реабилитационных работ на тех или иных участках территории ПЛК;
- изучение структуры загрязнённых радиоактивными веществами почв и грунтов, а также определение эффективных способов их дезактивации;

- проведение опытной дезактивации загрязнённого участка ПЛК на площади 100 м² с использованием механизированных средств для удаления слоя грунта;
- разработку технологии подготовки загрязнённых радиоактивными веществами заторфованных почв повышенной влажности к размещению на длительное хранение;
- определение способов и видов размещения загрязнённых радиоактивными веществами почв и грунтов на длительное хранение;
- инженерные геологические, экологические и геодезические исследования.

В результате детальных исследований были определены участки территории ПЛК, подлежащие дезактивации (реабилитации), определено распределение радионуклидов цезия-137 и стронция-90 в толще слоя почвы и оценены объёмы загрязнённых почв и грунта.



План территории ПЛК, подлежащей реабилитации:

- проектируемая железобетонная водосборная канава;
- существующая водосборная канава;
- участки радиоактивного загрязнения

Загрязнённые почвы и грунт, образующиеся при реабилитации, были классифицированы как твёрдые низко- и среднеактивные отходы, содержащие радионуклиды цезия-137, стронция-90 и изотопы плутония. Было показано, что имеющиеся способы дезактивации грунтов от содержащихся в них вышеперечисленных радионуклидов не эффективны, что обусловлено «возрастом» загрязнения и типом сорбирующих радионуклиды почв.

На основе данных НИОКР, комплексных инженерных изысканий была разработана технология удаления и хранения загрязнённого грунта, использованная в проекте «Реконструкция и реабилитация промышленной ливневой канализации промплощадки № 1 ОАО „ГНЦ НИИАР“», который получил положительное экспертное заключение ФГУ «Главгосэкспертиза России».

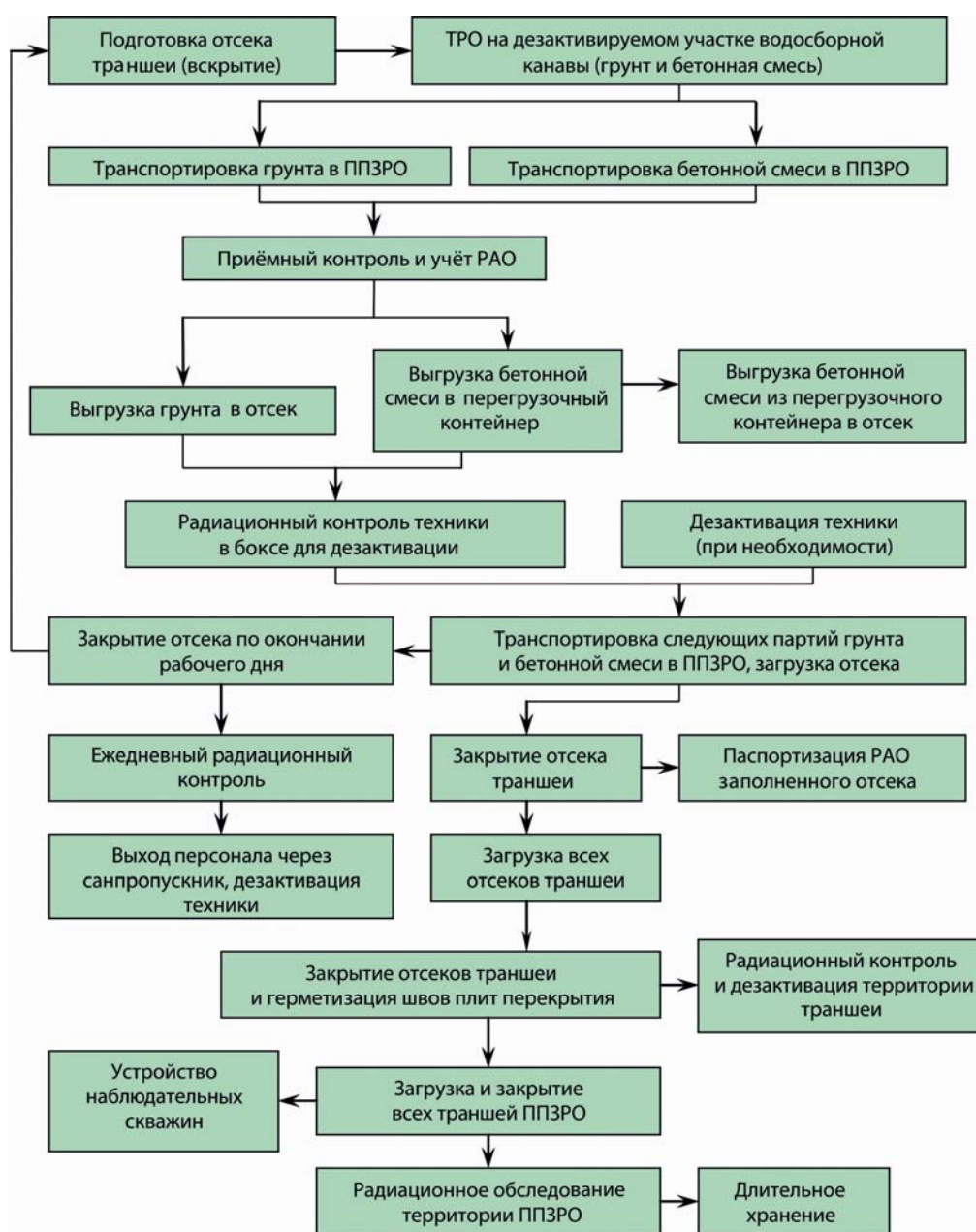


Схема технологического процесса закладки ТРО на длительное хранение в приповерхностный пункт захоронения радиоактивных отходов (ППЗРО)

Проектом предполагается рекультивация загрязнённой территории площадью 120 000 м², включающая удаление на хранение 70 000 м³ грунта с активностью 930 ГБк в приповерхностный пункт захоронения радиоактивных отходов.

В связи с выводом из эксплуатации действующей ПЛК промплощадки № 1 на период реабилитационных работ в проекте предусмотрена реконструкция системы водоотведения ОАО «ГНЦ НИИАР» с учётом современных природо- и водоохранных требований, а также условий рационального природопользования. Система включает в себя локальную систему очистки, железобетонную водосборную конструкцию для отвода сточных вод в Черемшанский залив Куйбышевского водохранилища и систему оборотного водоснабжения.

Дополнительно были выполнены исследования по оценке воздействия работ по рекультивации загрязнённой территории ПЛК на объекты окружающей среды, разработаны проекты нормативов допустимого сброса загрязняющих веществ и радионуклидов в Черемшанский залив Куйбышевского водохранилища, являющегося приемником сточных вод с промплощадки № 1 ОАО «ГНЦ НИИАР».

Для обеспечения контроля экологического состояния территории и объектов окружающей среды при строительстве, а в дальнейшем и при эксплуатации разработана программа экологического мониторинга окружающей среды и объектового мониторинга состояния недр (ОМСН).

Система ОМСН обеспечивает мониторинг качества подземных вод и грунтов на территории промплощадки № 1, ПЛК, санитарно-защитной зоны ОАО «ГНЦ НИИАР» и водозаборного куста питьевой воды. На основе результатов эксплуатации системы ОМСН разработаны геомиграционная и геофильтрационная модели распространения подземных вод и переноса загрязнения в недрах промплощадки № 1. Для сбора и анализа данных ОМСН сдана в работу информационно-аналитическая система. Полученные данные вошли в годовой отчёт по экологической безопасности ОАО «ГНЦ НИИАР» и ежегодный отчёт «Результаты объектового мониторинга состояния недр в ОАО «ГНЦ НИИАР»» за 2011 год.

А.М. Соболев, Е.И. Шкоков



РАБОТЫ ИНСТИТУТА ПО МЕЖДУНАРОДНЫМ ПРОГРАММАМ

7

ГODOVOЙ ОТЧЁТ 2011

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА –
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В 2011 году ГНЦ НИИАР активно участвовал в международном научно-техническом сотрудничестве по всем основным направлениям деятельности института в рамках:

- прямых двусторонних соглашений и договоров о сотрудничестве;
- исследований по международным и зарубежным научным грантам;
- совместного выполнения научных проектов по международным и двусторонним программам;
- международных форумов, конференций, симпозиумов;
- обмена делегациями российских и зарубежных учёных.

Международные соглашения о научно-техническом сотрудничестве

В 2011 году специалисты ГНЦ НИИАР проводили исследования в рамках международных соглашений о научно-техническом сотрудничестве и двусторонних соглашений о сотрудничестве, подписанных непосредственно между ОАО «ГНЦ НИИАР» и партнёрскими организациями. Наиболее значимые из них:

- ◆ Соглашение «О сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии» между Правительством РФ и Правительством США.

- ◆ Исполнительное соглашение между Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» и Министерством энергетики США о сотрудничестве в проведении исследований возможности конверсии российских исследовательских реакторов на использование низкообогащённого уранового топлива, которое позволило ГНЦ НИИАР заключить базовое соглашение «Исследования по обоснованию возможности перевода исследовательского ядерного реактора на низкообогащённое урановое топливо в открытом акционерном обществе "Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов"» с компанией UChicago Argonne, LLC, оператором Аргоннской национальной лаборатории.

- ◆ Меморандум по осуществлению сотрудничества в разработке инновационного ядерного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем Travelling Wave Reactor (TWR) между Госкорпорацией «Росатом» и компанией TerraPower, LLC (США).

- ◆ Соглашение «О неразглашении информации» между ОАО «ГНЦ НИИАР» и AREVA NP (Франция), 2009. Цель соглашения – обмен информацией конфиденциального характера в рамках обсуждений, относящихся к возможному изучению влияния эксплуатационных режимов реактора на радиационный рост некоторых циркониевых сплавов.

- ◆ Соглашение «О сотрудничестве в сооружении и эксплуатации в Китае экспериментального реактора на быстрых нейтронах (CEFR)» между Правительством РФ и Правительством КНР.

- ◆ Распоряжение Правительства РФ «О сотрудничестве с государственными и частными организациями Японии».

- ◆ Соглашение «О неразглашении информации» между ОАО «ГНЦ НИИАР» и Государственной корпорацией по атомной энергии Канады (Atomic Energy of Canada Limited).

- ◆ Основополагающее соглашение между компанией Hans Wälischmiller GmbH (Германия) и ОАО «ГНЦ НИИАР» на опытно-конструкторские работы по созданию установок изготовления твэлов для реакторов на быстрых нейтронах.

- ◆ Меморандум о развитии сотрудничества между Корейским научно-исследовательским институтом атомной энергии и ОАО «ГНЦ НИИАР» в рамках соглашения «О техническом сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии».

- ◆ Основополагающее соглашение «Проведение эксперимента с (U-Zr)-металлическим топливом в условиях моделирования реактивной аварии» между Корейским научно-исследовательским институтом атомной энергии (KAERI), ОАО «ГНЦ НИИАР» и ФГУП «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики».

- ◆ Соглашение о научно-техническом сотрудничестве между Институтом энергетической техники (Норвегия) и ОАО «ГНЦ НИИАР» по вопросам, представляющим взаимный интерес в рамках Соглашения RAPA (Russian Associated Party Agreement) об участии в Международном проекте OECD (Organisation for Economic Cooperation and Development) – Halden Reactor Project.

- ◆ Меморандум о развитии сотрудничества между компанией Brush Wellman, Inc., Beryllium Products (США) и ОАО «ГНЦ НИИАР».

Двусторонние внешнеэкономические контракты на выполнение совместных научно-технических исследований и проектов

В 2011 году специалистами ГНЦ НИИАР проведены научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по 12 заключённым контрактам. Кроме того, были проведены переговоры и обсуждение технических заданий к контрактам для подготовки пяти новых проектов.

Направление исследований полностью отражает сформировавшиеся мировые тенденции – поиск и испытания материалов и топлива для реакторов нового поколения. НИИАР становится одним из лидеров в этой области исследований, что подтверждается серией контрактов, действующих и/или заключённых в 2011 году, из которых особо следует отметить:

- ◆ Контракт «Оценка экономического влияния конверсии исследовательского реактора МИР.М1 на низкообогащённое урановое топливо» с компанией UChicago Argonne, LLC (США), оператором Аргоннской национальной лаборатории, в рамках соглашения «Исследования по обоснованию возможности перевода исследовательского ядерного реактора на низкообогащённое урановое топливо в открытом акционерном обществе "Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов"» между UChicago Argonne, LLC (США) и ОАО «ГНЦ НИИАР».

- ◆ Контракт «Разработка технических проектов облучательных устройств для высокотемпературного облучения материалов в реакторе БОР-60» с компанией TerraPower, LLC (США).

- ◆ Два контракта с AREVA NP (Франция): «Проведение испытаний образцов циркониевых сплавов в реакторе БОР-60» и «Послереакторные исследования образцов циркониевых сплавов».

◆ Контракт «Испытания в реакторе БОР-60 и послереакторные исследования образцов гидрида гафния» с фирмой Marubeni Utility Services, Ltd. (Япония).

◆ Проект контракта «Изучение радиационной стойкости конструкционных материалов для реакторов на быстрых нейтронах» с Комиссариатом по атомной энергии (Франция). Цель работы – облучение в реакторе БОР-60 образцов конструкционных материалов до максимальной повреждающей дозы около 85 сна с промежуточной выгрузкой-загрузкой части образцов.

◆ Контракт «Проведение подготовительных работ и послереакторных исследований (U-Zr)-металлического топлива для проведения эксперимента с (U-Zr)-металлическим топливом в условиях моделирования реактивной аварии» с KAERI (Южная Корея).

В части обеспечения основной деятельности НИИАР также выступает заказчиком разработки и изготовления сложных технических изделий и специального оборудования. Так, в 2011 году состоялись две наиболее значимые закупки импортного оборудования и специальных реакторных материалов по контрактам:

◆ «Изготовление высверловочного оборудования для твэлов» с компанией Institut for Energiteknikk (Норвегия).

◆ «Поставка компонентов бериллиевых изделий для реактора СМ» с компаниями White & Red International, Inc. и Materion Brush, Inc. (США).

Работы, выполняемые в рамках международной технической помощи

Финансирование из США. В 2011 году специалистами ОАО «ГНЦ НИИАР» проводились работы по четырём основополагающим соглашениям и семи заключённым контрактам в рамках международной безвозмездной технической помощи.

В рамках основного контракта между Мемориальным институтом им. Баттелла (Ок-Риджское отделение), действующим от имени Министерством энергетики США, и ОАО «ГНЦ НИИАР» заключены рабочие контракты:

- ◆ Совершенствование и поддержание в рабочем состоянии систем учёта, контроля и физической защиты ядерных материалов (УК и ФЗ ЯМ).
- ◆ Дополнительные усовершенствования УК и ФЗ (линия смешанного оксидного топлива ОАО «ГНЦ НИИАР»).
- ◆ Дополнительные усовершенствования УК и ФЗ (согласованные установки ОАО «ГНЦ НИИАР»).
- ◆ Создание пилотной программы по повышению культуры УК и ФЗ ЯМ.

В рамках основного контракта между Мемориальным институтом им. Баттелла (Тихоокеанское Северо-Западное отделение), действующим от имени Министерством энергетики США, и ОАО «ГНЦ НИИАР» заключено основополагающее соглашение на работы в области учёта, контроля и физической защиты ядерных материалов.

Финансирование из ФРГ. В рамках договора «Модернизация физической защиты ОАО "ГНЦ НИИАР"» между Обществом по безопасности установок и реакторов (GRS),

представляющим Министерство иностранных дел ФРГ, и ОАО «ГНЦ НИИАР» производится постановка на учёт полученного из ФРГ оборудования.

Проекты, финансируемые Международным научно-техническим центром

Проекты Международного научно-технического центра (МНТЦ):

- ◆ Исследование радиационной повреждаемости модельных циркониевых сплавов в различных структурно-фазовых состояниях (Electric Power Research Institute).
- ◆ Исследование термической стабильности радиационных и деформационных дефектов модельных сплавов Zr (Electricite de France, Франция).
- ◆ Исследование выгорания и нуклидного состава топлива реактора ВВЭР-440 для исследования в задачах, связанных с кредитом выгорания (BUC-II) (VVER-440 PIE Consortium, Ржеж, Чешская Республика).
- ◆ Исследование комбинированного воздействия облучения и расплавленного металла на механические и коррозионные свойства сталей (Belqian Nuclear Research Center (SCK-CEN), Бельгия).
- ◆ Исследование комбинированного воздействия облучения и расплавленного свинца на механические и коррозионные свойства сталей (Italian National Agency for New Technologies, Energy and Sustainable Economic Development (ENEA), Италия).

Проведение международных научных мероприятий в ОАО «ГНЦ НИИАР»

В 2011 году на базе ГНЦ НИИАР организованы и проведены мероприятия международного уровня, в которых приняли участие около 20 ведущих зарубежных учёных и специалистов более чем из семи стран мира, в том числе Франции, Японии, США, Чехии, Украины.

23–27 мая 2011 года проходило XIII Российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок». Обсуждался круг вопросов, связанных с опытом эксплуатации, модернизацией, расширением экспериментальных возможностей исследовательских ядерных установок России, обеспечением безопасности и обращением с отработавшим ядерным топливом.

В ОАО «ГНЦ НИИАР» 24–26 октября состоялся первый международный научно-технический семинар, посвящённый задаче создания Международного центра коллективного пользования на основе многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах (МБИР). В работе семинара приняли участие специалисты из Франции, США, Японии, Чехии, России. Реактор МБИР планируется создать на площадке НИИАР к 2018 году. Интерес к этому предложению проявили практически все страны ядерного сообщества. Инициатива России получила поддержку МАГАТЭ. В ходе работы семинара обсуждались вопросы, позволяющие заложить конструктивные

возможности для осуществления программ, которые обеспечат дальнейшее развитие атомной энергетики в мире на основе реакторов IV поколения.

5–9 декабря состоялась Международная научная конференция «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», посвящённая пятидесятилетию пуска высокопоточного исследовательского реактора СМ. Заслушанные на конференции доклады (более 60 докладов), а также результаты проводившихся на ней дискуссий свидетельствуют об успешном решении ряда научных и технических проблем.

Выезд учёных в зарубежные научные командировки

В 2011 году в научные и целевые заграничные командировки выезжали более 170 учёных и специалистов ОАО «ГНЦ НИИАР», в том числе:

- ◆ для участия в целевых совещаниях в основном по направлению «Безопасность реакторов и реакторы нового поколения» – 32 специалиста;
- ◆ по линии Международного научно-технического центра – 15 сотрудников;
- ◆ для работы в различных совещаниях, координационных группах МАГАТЭ (в том числе дважды для участия в международной экспертной группе по аварии на АЭС «Фукусима») – 17 человек.
- ◆ в составе делегаций Госкорпорации «Росатом» – 7 представителей института.

Приоритетным направлением технических совещаний самого высокого уровня становится реакторное материаловедение, где НИИАР имеет одну из лидирующих позиций (выезд 42 специалистов НИИАР). Актуальными, по-прежнему, остаются темы обращения с отработанным топливом быстрых реакторов и замкнутого ядерного топливного цикла (15 выездов сотрудников НИИАР). На технические встречи с зарубежными заказчиками в рамках действующих контрактов выезжали 42 специалиста, включая 14 человек – по проекту ⁹⁹Mo и 10 человек – по программе «АЛИТ-2».

Более 10 специалистов проходили обучение работе на современном высокотехнологичном оборудовании, закупаемом за рубежом, в том числе для его технического обслуживания. Это новая тенденция демонстрирует возможности НИИАР по модернизации инструментальной и аппаратной базы (по техническому перевооружению) и, в конечном счёте, способность проводить исследования на современном техническом уровне.

Специалисты ОАО «ГНЦ НИИАР» выезжали для участия в ежегодных собраниях совместных предприятий:

- ◆ СЗАО «Изотопные технологии» (Беларусь) – четыре человека;
- ◆ Пекинская КИАЭ-НИИАР компания радиоизотопов с ограниченной ответственностью (Китай) – пять человек.

По линии международной безвозмездной технической помощи пять представителей ОАО «ГНЦ НИИАР» выезжали в Германию.

21 июля 2011 года к энергосети был подключен первый китайский опытный реактор на быстрых нейтронах (CEFR). Китайские коллеги поблагодарили НИИАР за сотрудничество. На имя директора ОАО «ГНЦ НИИАР» Владимира Троянова пришло благодарственное письмо генерального директора реактора CEFR Чжана Донхуя. НИИАР вместе с другими предприятиями Госкорпорации «Росатом» в соответствии с соглашением между Россией и КНР участвовал в проекте создания в КНР опытного реактора на быстрых нейтронах. В предыдущие годы основной персонал по ремонту и эксплуатации реактора CEFR проходил подготовку на реакторе БОР-60. В настоящее время ведущие специалисты НИИАР проводят регулярные консультации в Китае. В 2011 году с этой целью реактор CEFR посетили семь сотрудников института.

Участие в международных научных конференциях, симпозиумах и других научных форумах

В различных конференциях, семинарах, форумах приняли участие более 30 специалистов НИИАР.

Специалистами института опубликовано более 60 тезисов, представлено более 60 докладов и 30 презентаций на международных конференциях и рабочих встречах самого высокого уровня. Наиболее значимая из них – VII Международная конференция по изотопам, проходившая 4–8 сентября 2011 года в Москве.

В связи с этим следует отметить тенденцию последнего десятилетия – практически все научные форумы, конференции и семинары, проводимые в России, все больше приобретают статус международных. Также бóльшая часть встреч по проектам и контрактам международного сотрудничества проходит на российской территории с участием специалистов различных предприятий отрасли. Это является свидетельством востребованности результатов исследований российских учёных мировым научным сообществом и их международного авторитета.

Представительство сотрудников ОАО «ГНЦ НИИАР» на таких конференциях и встречах не менее многочисленное и значимое, чем в зарубежных поездках. В 2011 году более 90 специалистов института приняли участие в работе международных мероприятий на территории России по всем направлениям сотрудничества.

Экспорт научно-технической продукции

В 2011 году подготовлены и направлены заказчикам более 140 отчётов разного уровня, в том числе:

- ◆ в рамках действующих контрактов по лицензиям Федеральной службы по техническому экспортному контролю (ФСТЭК России) – 20;
- ◆ по проектам Международного научно-технического центра – 31;
- ◆ по линии международной безвозмездной технической помощи – 89.

Получено 19 экспортных лицензий ФСТЭК России.

Приём иностранных делегаций

В 2011 году ГНЦ НИИАР посетили с рабочими программами 136 иностранных учёных и специалистов. Большинство из них – для выполнения совместных работ, в том числе:

- ◆ на основе договоров о научном сотрудничестве – 32 человека (Франция, США, Южная Корея);
- ◆ на поставку и монтаж оборудования по проекту ⁹⁹Mo – 36 человек (Германия);
- ◆ по наладке высверловочного оборудования – 10 человек (Норвегия);
- ◆ для приёма работ по проектам международной технической помощи Центра по реализации международной технической помощи по физической защите – 18 человек (США, Германия, Франция).

В работе международных научных конференций и совещаний, проходивших в ГНЦ НИИАР, участвовали восемь представителей стран ближнего и дальнего зарубежья.

И хотя количество иностранных делегаций, посещающих Димитровград для ознакомления с научной деятельностью ОАО «ГНЦ НИИАР», с каждым годом уменьшается, наш институт прочно занимает определённую нишу в международном научно-техническом сотрудничестве с такими ведущими в экономическом и научном отношении странами, как США, Германия, Франция, Япония, Южная Корея и Китай.

Н.В. Кузнецова



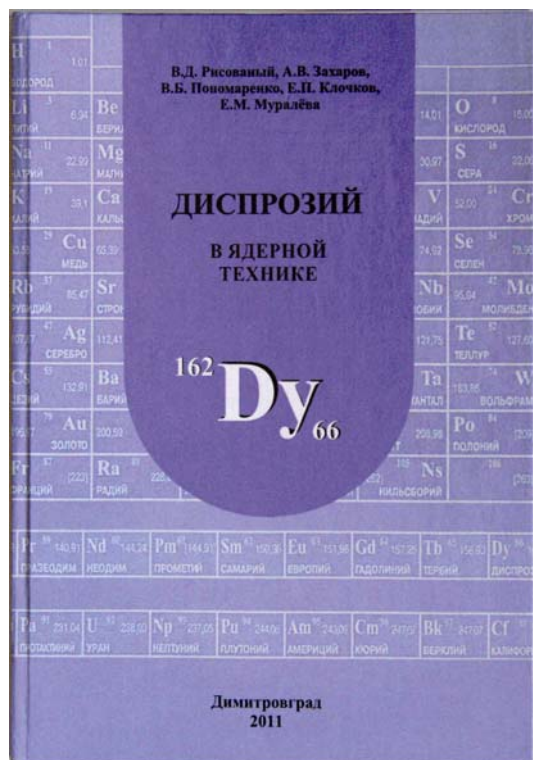
РЕДАКЦИОННО- ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

8

ГОДОВОЙ ОТЧЁТ 2011

ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО ЦЕНТРА -
НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИНСТИТУТА
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

За 2011 год в редакционно-издательском бюро ОАО «ГНЦ НИИАР» были отредактированы и подготовлены к печати следующие издания.



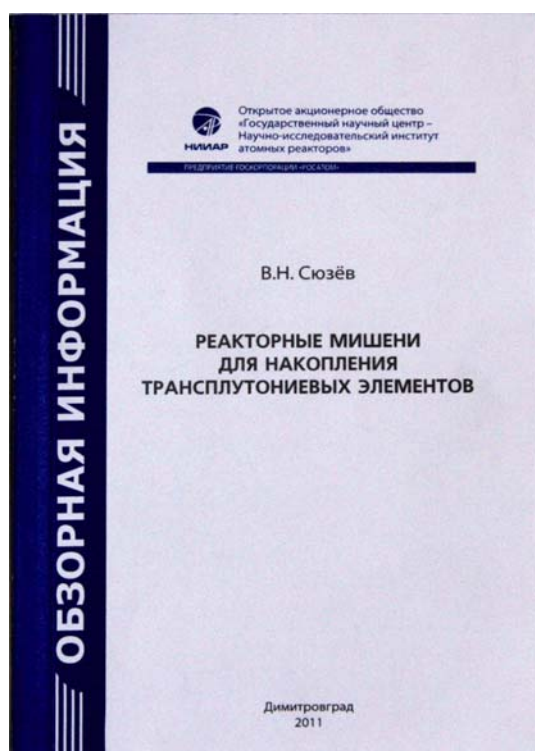
УДК 621.039:546.664

**В.Д. Рисованый, А.В. Захаров,
В.Б. Пономаренко, Е.П. Клочков,
Е.М. Муралёва**

Диспрозий в ядерной технике. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 224 с.

В монографии рассмотрены основные ядерные, химические, физико-механические свойства соединений диспрозия, которые применяются в качестве поглощающих нейтроны материалов в органах регулирования ядерных реакторов. Описаны конструкции органов регулирования. Приведены условия их эксплуатации и факторы, ограничивающие время работы в реакторе.

Монография рассчитана на научных сотрудников, инженеров и техников, работающих как в области атомной энергетики, так и в смежных областях науки и техники. Она может быть также полезна для аспирантов и студентов соответствующих специальностей.



УДК 621.039.545

В.Н. Сюзёв

**Реакторные мишени для накопления
трансплутониевых элементов: обзор.** – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 208 с.

В настоящее время трансплутониевые элементы находят всё более широкое применение. По мере установления утилизационных свойств отдельных ТПЭ появилась необходимость в получении их весовых количеств. Основным методом промышленного получения ТПЭ является облучение в специализированных реакторах особых тепловыделяющих элементов – мишеней-накопителей, содержащих стартовые материалы. После облучения мишени-накопители подвергаются химической переработке для выделения ТПЭ. В НИИАРе работы по программе накопления ТПЭ начались с пуском реактора СМ-2 в 1961–1962 гг.

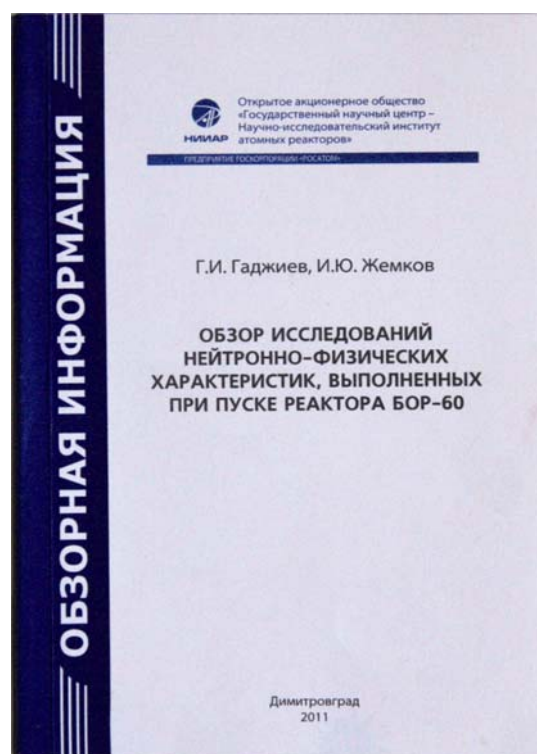
В данной работе приведено описание применяемых материалов и способов изготовления мишеней. Изложены результаты разработок конструкции и технологии их изготовления. Сделан обзор свойств материалов, используемых для изготовления мишеней. Приводятся данные по влиянию облучения на некоторые конструкционные материалы. На основании анализа результатов послереакторных исследований облучённых мишеней с различными материалами оболочек сделаны выводы о работоспособности конструкций и материалов, рассмотрены новые перспективные композиции для сердечников мишеней. Рассматриваются также некоторые результаты разработок технологического оборудования для их изготовления, способов контроля и методов материаловедческих исследований мишеней.

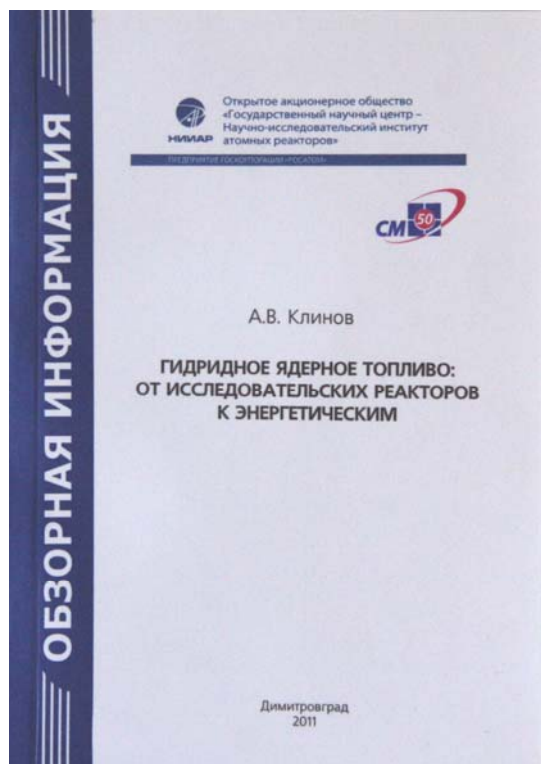
УДК 621.039.526

Г.И. Гаджиев, И.Ю. Жемков

Обзор исследований нейтронно-физических характеристик, выполненных при пуске реактора БОР-60: обзор. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 88 с.

Рассмотрены расчётно-экспериментальные исследования, выполненные при пуске и в начале эксплуатации опытного реактора БОР-60 на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Приведены основные нейтронно-физические характеристики реактора БОР-60: критическая загрузка реактора; эффективность органов СУЗ; эффекты реактивности: температурный, барометрический, гидродинамический; пространственное распределение энерговыделения и скорости реакций по реактору, а также краткий обзор аналогичных исследований, выполненных при пуске реакторов на быстрых нейтронах БН-350, БН-600 и CEFR. Огромный опыт расчётно-экспериментальных исследований, выполненных на реакторе БОР-60, может быть востребован в дальнейшем для успешного пуска и эксплуатации аналогичных установок.



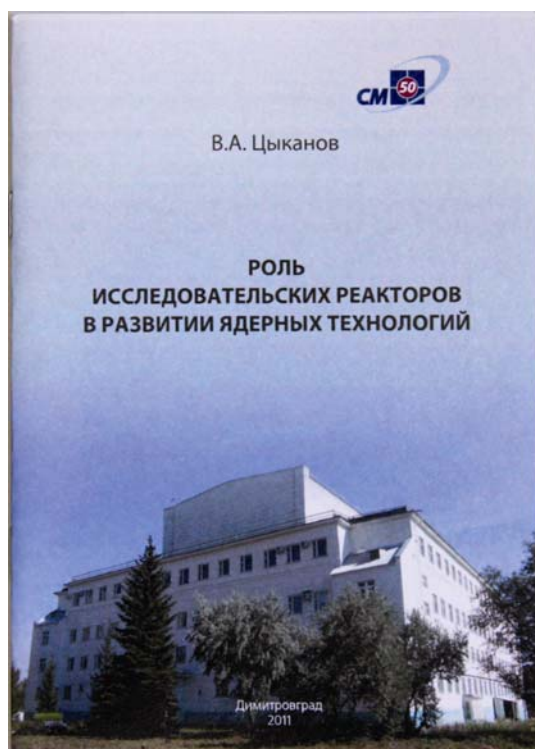


УДК 621.039.553:621.039.577

А.В. Клинов

Гидридное ядерное топливо: от исследовательских реакторов к энергетическим: обзор. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 56 с.

В обзоре дан краткий анализ опыта разработки и эксплуатации исследовательских реакторов TRIGA с акцентом на работы в области гидридного топлива. Представлены результаты исследований, посвященных изучению возможности получения преимуществ за счёт использования этого топлива в энергетических LWR. Приводятся некоторые итоги работ последних лет по обоснованию топливного цикла таких ядерных энергетических установок с гидридным топливом.



УДК 621.039.55

В.А. Цыканов

Роль исследовательских реакторов в развитии ядерных технологий. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 32 с.

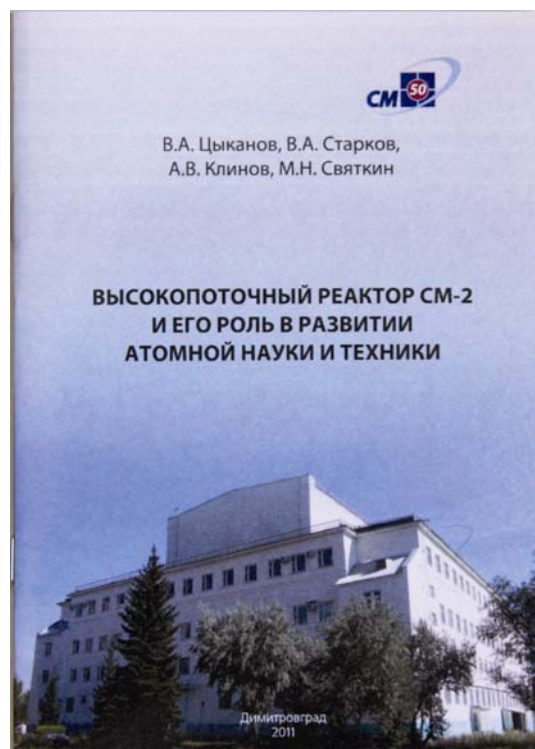
Рассмотрено применение исследовательских ядерных реакторов в комплексных работах по созданию новой отрасли человеческой деятельности – освоению ядерной энергии. Показана роль исследовательских ядерных реакторов в развитии ядерных технологий на различных этапах этого процесса, и сделан вывод о необходимости их использования и в XXI веке.

УДК 621.039.51:621.039.546(091)

В.А. Цыканов, В.А. Старков,
А.В. Клинов, М.Н. Святкин

Высокопоточный реактор СМ-2 и его роль в развитии атомной науки и техники. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 32 с.

Приводится история разработки и создания высокопоточного исследовательского реактора СМ-2, упоминается об основных организациях-разработчиках, инженерах и учёных, принимавших непосредственное участие в этой работе и внёсших наибольший вклад в создание реактора. Представлены данные о проведённых реконструкциях реактора и модернизации активной зоны. Показана роль реактора СМ в развитии атомной науки и техники. Брошюра содержит краткий обзор работ по накоплению изотопной продукции, исследований реакторных материалов, фундаментальных исследований, проведённых на реакторе.



УДК 621.039.55

В.Н. Шулимов

Реакторный исследовательский комплекс СМ – РБТ-6. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 24 с.

Рассматриваются экспериментальные возможности исследовательских реакторов СМ и РБТ-6 как единого комплекса для решения задач радиационного материаловедения. Ввод в эксплуатацию реактора бассейнового типа РБТ-6 позволил значительно расширить область исследований по изучению радиационных свойств реакторных материалов, диапазон возможных рабочих температур; увеличить номенклатуру материалов и изделий. На примере облучения отдельных материалов показаны численные значения рабочих параметров проводимых экспериментов.





УДК 621.039.54

Ю.С. Соколовский
Разработка газофторидной технологии переработки отработавшего ядерного топлива. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 116 с.

Приведены сведения о выполненных в НИИАРе исследованиях по разработке газофторидной технологии регенерации отработавшего ядерного топлива: создании комплекса экспериментальных установок, испытаниях опытного оборудования и исследованиях основных технологических процессов.

Показано, что газофторидная технология может быть осуществлена в дистанционных условиях, позволяет получать уран и плутоний с коэффициентами очистки от продуктов деления 10^6 – 10^8 и 10^4 соответственно, концентрировать высокоактивные отходы в твёрдом

виде, получать высококачественное оксидное гранулированное топливо пирогидролизом регенерированных гексафторидов урана и плутония в «кипящем» слое.

На основе проведённых исследований, испытаний опытных аппаратов выработаны концепции создания промышленного оборудования, подготовлены исходные данные и технические задания для технико-экономических исследований и проектирования опытно-промышленных установок и заводов с газофторидной технологией регенерации ОЯТ, выполняемых российскими и зарубежными проектными организациями.



УДК 621.039.55 (063)

Международная научная конференция «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях»: тезисы докладов. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 224 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на Международной научной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», прошедшей 5–9 декабря 2011 года в городе Димитровграде (Россия).

УДК 621.039.58

XIII Российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок»: тезисы докладов. – Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 62 с. CD-R.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XIII Российском совещании «Безопасность исследовательских ядерных установок», прошедшем 23–27 мая 2011 года в городе Дмитровграде (Россия).

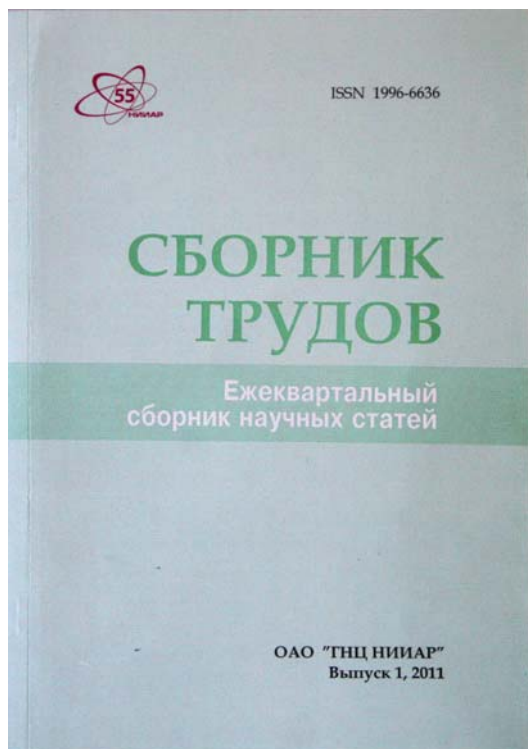


Отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2010 г. – Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 190 с.

Отчёт содержит статьи об исследованиях и результатах по основным направлениям деятельности ОАО «ГНЦ НИИАР»:

- ◆ 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;
- ◆ обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами;
- ◆ международное сотрудничество.





Ежеквартальный сборник научных статей ОАО «ГНЦ НИИАР». Вып. 1, 2011. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 68 с.

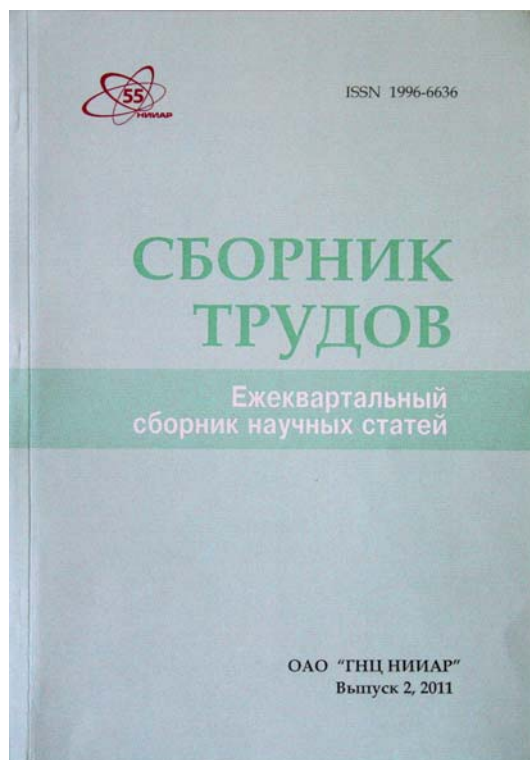
В первом выпуске за 2011 год опубликованы следующие статьи:

1. *В.И. Прохоров, В.Д. Рисованный.*
Конструкционные материалы для пэлов поглощающих стержней СУЗ ВВЭР-1000.
2. *А.В. Алексеев, А.В. Горячев, Л.В. Киреева, И.В. Киселёва, В.Н. Шулимов.*
Поведение топлива ВВЭР-1000 в условиях аварии с выбросом регулирующего органа.
3. *В.М. Ещеркин, А.С. Курский, Н.А. Святкина, И.И. Семидоцкий, В.Е. Шмелёв.*
Характеристики расширенной активной зоны реакторной установки ВК-50.
4. *И.И. Семидоцкий, А.С. Курский.*
Особенности режима с потерей питательной воды в реакторе ВК-50.
5. *А.С. Курский.*
Технологические аспекты безопасности корпусных кипящих реакторов.
6. *Н.С. Погляд, А.Н. Козолуп.*
Обоснование выбора конструкции ТВС реактора МБИР и результаты теплогидравлических расчётов условий её облучения.
7. *А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков.*
Расчётные исследования эффективности нейтронной защиты корпуса и внутриреакторного хранилища реактора МБИР.
8. *А.В. Каплин, Е.М. Табакин, Н.А. Костюченко, Г.В. Мирошниченко, Ю.В. Иванович, С.А. Фролов, Ю.В. Казаков.*
Технологические разработки при сварке экспериментальных образцов и изделий активных зон ядерных реакторов.

Ежеквартальный сборник научных статей ОАО «ГНЦ НИИАР». Вып. 2, 2011. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. – 58 с.

В втором выпуске за 2011 год опубликованы следующие статьи:

1. *А.А. Шельдяков, В.В. Яковлев, А.В.Обухов.*
Механические свойства и структура облучённого сплава 42ХНМ.
2. *А.В. Захаров, В.Д. Рисованый, Е.М. Муралева, В.Ф. Соколов.*
Разработка и освоение производства гафната диспрозия как поглощающего материала для органов регулирования перспективных реакторов на тепловых нейтронах.
3. *Ю.В. Иванович, Е.М. Табакин.*
Способы повышения качества сварных соединений корпусов малогабаритных источников ионизирующих излучений.
4. *Ю.Г. Лавринович, С.В. Томилин, Л.В. Захарова.*
Иммобилизация высокоактивных отходов, полученных при переработке облучённого ядерного топлива пироэлектрохимическим методом.
5. *В.В. Маклаков, В.А. Гремячкин, М.Н. Святкин.*
Оптимизация вывоза отработавшего топлива и оценка возможности освобождения бассейна хранилища отработавшего ядерного топлива ГНЦ НИИАР.
6. *А.С. Курский, В.В. Калыгин, Д.П. Протопопов, И.И. Семидоцкий.*
Эффективность и безопасность атомной теплофикации.
7. *А.Р. Белозёрова.*
Регулярные выражения в расчётах ядерной трансмутации.



Н.В. Чертухина

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ

В.М. Троянов	3
--------------------	---

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

М.Н. Святкин, А.Л. Ижутов, А.В. Клинов, В.А. Овчинников, С.В. Романовский, С.А. Сазонтов, Ю.М. Крашенинников, В.И. Широков	5
---	---

Петлевые испытания экспериментальных твэлов с малым вредным поглощением нейтронов в реакторе СМ. В.В. Пименов, В.А. Старков, В.Е. Федосеев, Н.К. Калинина, А.Л. Петелин, А.В. Клинов	14
---	----

Расчётное исследование возможности перевода реактора МИР на оксидное низкообогащённое топливо. С.В. Майнсков, В.А. Старков, А.Л. Ижутов, В.В. Пименов, В.Е. Федосеев	15
--	----

Исследование характеристик самоверяемого электромагнитного расходомера натриевого теплоносителя. Л.А. Адамовский, Ю.М. Крашенинников, А.Б. Муралёв, Д.А. Матросов, Ю.Е. Штында	17
---	----

Экспериментальное и расчётное определение границы устойчивости реактора ВК-50. И.И. Семидоцкий, С.В. Орешин, А.А. Связов	19
--	----

Обоснование выбора и разработка компоновочных и конструктивных решений активной зоны реактора МБИР. М.Н. Святкин, А.Л. Ижутов, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.В. Варивцев, А.Н. Козолуп, Н.С. Погляд, А.А. Тейковцев, Н.И. Широкова, О.В. Ишунина, А.Р. Белозёрова, Ю.М. Головченко, Е.В. Фокеева	23
--	----

Расчётные исследования для обоснования конструкции автономной петли со свинцово-висмутовым теплоносителем, облучаемой в реакторе БОР-60. И.Ю. Жемков, А.В. Варивцев, А.Н. Козолуп, Н.С. Погляд, Л.П. Захарова, Д.Р. Хайретдинова	25
---	----

Обоснование нейтронно-физических и теплогидравлических условий облучения материалов и элементов активных зон ядерных реакторов на быстрых нейтронах в реакторе БОР-60. И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков, А.В. Варивцев, О.В. Ишунина, А.Н. Козолуп, Н.С. Погляд, В.И. Поляков, Ю.Е. Штында, Г.Ю. Беседнов	25
Усовершенствование методики расчёта радиационного тепловыделения в реакторе БОР-60. А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков	27
Эксперимент «Кризис стационарный» в канале реактора МИР. В.Н. Шулимов, А.В. Алексеев, И.В. Киселёва	28
Эксперимент «Большая течь-3» в канале реактора МИР. В.Н. Шулимов, А.В. Алексеев, И.В. Киселёва, А.В. Горячев, Л.В. Киреева	30
Разработка устройства и проведение испытаний макетов твэлов с карбонитридным топливом в ячейках отражателя реактора СМ. С.А. Ильенко, С.В. Серёдкин, Н.К. Калинина	32
Методика и результаты исследования радиационной ползучести диоксида урана с регламентированной микроструктурой. Г.А. Ильиных, А.А. Нуждов, П.С. Палачев, А.Я. Рогозянов	33
Разработка методики и результаты исследования релаксации напряжения в сплаве Inconel 718. П.С. Палачев, А.А. Нуждов, А.Я. Рогозянов	35
 ИССЛЕДОВАНИЯ ТВЭЛОВ И РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ	
С.В. Павлов	39
Исследования тепловыделяющих сборок и элементов энергетических реакторов. Е.А. Звир, В.С. Поленок, В.А. Жителев, Г.В. Шевляков, А.В. Строжук, О.Г. Сидоренко, Г.П. Кобылянский, О.Н. Никитин, И.Н. Волкова, Г.И. Маёршина, С.В. Кузьмин	42
Послереакторные исследования твэлов с виброуплотнённым уран-плутониевым оксидным топливом для установления причин возникновения зон высокого газового сопротивления. Ф.Н. Крюков, С.В. Кузьмин, О.Н. Никитин, Е.Б. Мальцева, А.В. Беляева	52
Особенности состояния и структуры конструктивных элементов ТВСА из сплава Э-635 после шести лет эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000. И.Н. Волкова, А.Е. Новосёлов, Г.П. Кобылянский, А.В. Обухов, В.А. Жителев	59

Исследование поведения под облучением опытных минитвэлов с монолитным сердечником из уран-молибденового сплава. В.В. Александров, А.В. Беляева, А.Е. Новосёлов, В.Ю. Шишин	68
Исследование распухания и механических свойств стали X18H10T после длительной эксплуатации в реакторе БОР-60. В.С. Неустроев, С.В. Белозёров, Е.И. Макаров, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков, А.В. Обухов, В.С. Слезко	76
Оценка состояния отработавших тепловыделяющих сборок реактора МИР после трёх лет сухого хранения. С.В. Павлов, П.А. Ильин, З.И. Чечёткина	87
Экспериментальное обоснование пожаро- и взрывобезопасности транспортирования негерметичных отработавших тепловыделяющих сборок реактора РБМК-1000. С.В. Павлов, П.А. Ильин, В.Г. Теплов	89
Ввод в опытную эксплуатацию стэнда промежуточной инспекции твэлов в бассейне выдержки реактора МИР. А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижутов, П.А. Ильин, С.В. Михайлов, С.В. Павлов	90
Ввод в эксплуатацию установок для измерения теплофизических свойств материалов. А.С. Покровский, А.С. Бутылин, А.В. Авдонин	96

МОКС-ТОПЛИВО ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В.А. Кислый	105
Производство виброуплотнённого топлива для реакторов на быстрых нейтронах. 30 лет работы реактора БОР-60 на виброуплотнённом топливе. В.А. Кислый, С.А. Редькин, В.В. Мишутин, А.Л. Капанин, Е.В. Фокеева, О.В. Шишалов, Ю.М. Головченко	108
VIKOND2 – математическая модель твэла реактора на быстрых нейтронах с виброуплотнённым оксидным топливом. В.Д. Грачёв, С.В. Трехонин, О.В. Шишалов	110
Тепловыделяющий элемент ТВС реактора БН-800 с виброуплотнённым МОКС-топливом. Е.В. Фокеева, В.А. Кислый, В.Д. Грачёв	113
Тепловыделяющий элемент ТВС реакторной установки МБИР с виброуплотнённым МОКС-топливом. Е.В. Фокеева, В.А. Кислый	117

Экспериментальная тепловыделяющая сборка реактора БОР-60 для испытаний твэлов типа БН-1200 с таблеточным МОКС-топливом. Е.В. Фокеева, В.А. Кислый	120
Программное обеспечение процесса дозирования фракций гранулята при составлении навесок гранулированного топлива на тепловыделяющий элемент (программа GMC-FAUST) С.В. Трехонин	122
Изучение влияния вакуумно-термической обработки МОКС-гранулята на кислородный коэффициент (отношение О/М). В.В. Мишутин, С.И. Феоктистова, В.С. Ишунин	125
Математическое моделирование процессов виброуплотнения. В.С. Ишунин	126
Метод электрохимической дезактивации оборудования и тепловыделяющих элементов реактора БН-600. О.Л. Алаторская, А.А. Ягель, Н.Н. Жаворонков, А.В. Киселёв	129
Переработка (UN–W)-композиции в диоксид урана. В.С. Ишунин, В.В. Мишутин, С.И. Феоктистова	133

ИССЛЕДОВАНИЯ И РАЗРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

М.В. Кормилицын, А.Г. Осипенко, А.Д. Юрченко, В.М. Лебедев	137
Полифункциональный радиохимический исследовательский комплекс. Техничко-экономические оценки комбинируемых технологий переработки ОЯТ. М.В. Кормилицын, С.С. Погляд, С.А. Ефаров, Л.А. Кормилицына	140
Исследования растворимости урана в эвтектическом сплаве галлия и индия методом электродвижущих сил. А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын (ОАО «ГНЦ НИИАР»), С.П. Распопин, В.А. Волкович, Д.С. Мальцев, Л.Ф. Ямщиков (ФГАОУ ВПО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина»)	144
Растворение металлической оболочки тепловыделяющих элементов в жидком цинке. А.Г. Осипенко, М.В. Кормилицын, А.С. Кайров, В.В. Новиков, М.А. Кузин	150
Определение растворимости минорных актинидов в топливных солевых композициях жидкосолевого реактора – сжигателя минорных актинидов. А.А. Лизин	155

Атомно-эмиссионный спектральный анализ Ru, Pd, Rh, Ag, Tc, Mo в азотно-кислых растворах облучённого ядерного топлива. М.И. Хамдеев, О.Н. Васильева, Л.А. Кубасова, В.М. Чистяков	158
--	-----

ТРАНСУРАНОВЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ, РАДИОНУКЛИДНЫЕ ПРЕПАРАТЫ И ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

Р.А. Кузнецов	161
Мониторы нейтронного потока для экспериментального термоядерного реактора ИТЭР. Л.Л. Казаков, А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, В.А. Тарасов	164
Мишени для синтеза сверхтяжёлых элементов. М. А. Рябинин, С.А. Иванов, Н.В. Тетюкова	166
Исследование свойств новых соединений америция и кюрия. Е.М. Пичужкина, С.В. Томилин	169
Электрохимическое исследование коррозии и растворения сплавов Tc–Ru в растворах HNO ₃ . К.В. Ротманов	171
Разработка технологии и создание опытного производства альфа-излучающих радионуклидов. П.С. Буткалюк, Р.А. Кузнецов, И.Л. Буткалюк, С.В. Томилин	173
Экспериментальное определение выхода продуктов активации радия. Р.А. Кузнецов, В.А. Тарасов, П.С. Буткалюк, Е.Г. Романов, И.Л. Буткалюк, А.Ю. Баранов, Е.В. Казакова, В.Н. Куприянов	175

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ОБРАЩЕНИЕ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ И РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

В.В. Серебряков	177
Анализ радиационного риска при эксплуатации хранилища твёрдых радиоактивных отходов. В.Д. Кизин, В.В. Коняшов, В.В. Авдонин	180

Анализ радиационного риска для персонала ОАО «ГНЦ НИИАР», состоящего на индивидуальном дозиметрическом контроле. В.В. Авдонин, В.В. Серебряков, А.Н. Батюков	182
Результаты применения методики контроля выброса радионуклидов из градирен реакторных установок в атмосферу. А.А. Рыбин, Е.А. Николаева, В.В. Серебряков	184
Испытания фильтров-сорберов для очистки газовой среды радиационно-защитных камер от летучих форм радиоактивных веществ. А.А. Рыбин, Л.Н. Рождественская, В.В. Серебряков	186
Основные результаты работы по созданию опытного контейнерного модуля для сухого хранения отработавшего ядерного топлива исследовательских реакторов. В.Г. Бордачёв, П.А. Ильин, В.В. Маклаков, С.В. Павлов, З.И. Чечёткина, К.И. Юдин	189
Фосфатные соединения для иммобилизации солевых отходов пирохимических процессов. О.Е. Гневашов, А.Н. Лукиных, А.А. Лизин, С.В. Томилин	193
Реабилитация загрязнённой радионуклидами территории промышленной ливневой канализации промплощадки № 1 ОАО «ГНЦ НИИАР». А.М. Соболев, Е.И. Шкоков	197

РАБОТЫ ИНСТИТУТА ПО МЕЖДУНАРОДНЫМ ПРОГРАММАМ

Н.В. Кузнецова.....	201
---------------------	-----

РЕДАКЦИОННО-ИЗДАТЕЛЬСКАЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ

Н.В. Чертухина	209
----------------------	-----

Научное издание

**Отчёт об основных исследовательских работах,
выполненных в 2011 г.**

Редакторы: Т.А. Максимова, Н.В. Чертухина
Дизайн издания В.М. Недашковского
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 09.11.2012. Формат 60×84/8.
Уч.-изд. л. ~14,25. Усл. печ. л. 26,04.
Тираж 100 экз. Заказ №

Оригинал-макет подготовлен в ОАО «ГНЦ НИИАР»
433510, г. Димитровград-10 Ульяновской области

Отпечатано в ООО ТИПОГРАФИЯ «МИР ПЕЧАТИ»
433512, г. Димитровград-10 Ульяновской области, ул. Ленина, 35