



НИИАР
РОСАТОМ



X Всероссийская молодежная конференция
**НАУЧНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ
РАЗРАБОТКИ В ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАЗВИТИЯ
ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ**

г. Дмитровград, 17—18 марта 2021 г.

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Дмитровград
2021



ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

X ВСЕРОССИЙСКАЯ МОЛОДЁЖНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

**«Научные исследования и технологические разработки
в обеспечение развития ядерных технологий
нового поколения»**

(г. Димитровград, 17–18 марта 2021 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2021

УДК 621.039(063)

ГРНТИ 58.01.13

ББК 31.4

X Всероссийская молодёжная конференция «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», г. Дмитровград, 17–18 марта 2021 г.: тезисы докладов [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (~ 8 Мб). — Дмитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2021. — 146 с. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на X Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», проходившей 17–18 марта 2021 года в городе Дмитровграде Ульяновской области. В сборнике, предназначенном для специалистов в области ядерных технологий, представлены тезисы докладов следующей тематики:

- ◆ физика, техника, облучательные технологии и безопасность ядерных реакторов;
- ◆ реакторное материаловедение и технологии;
- ◆ радиохимические технологии;
- ◆ нуклидные технологии.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

© Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский
институт атомных реакторов»
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2021

© Авторы, 2021

ISBN 978-5-94831-196-8

**ФИЗИКА, ТЕХНИКА,
ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ
И БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ КОМПОНОВКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МИР ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В 2020 ГОДУ

П.А. Зайченко, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Материаловедческий исследовательский реактор МИР.М1 предназначен для проведения испытаний ТВС водоохлаждаемых исследовательских и энергетических реакторов в режимах, близких по своим параметрам к предполагаемым рабочим, а также наработки радионуклидов. В ходе подготовки к очередной кампании необходимо решить непростую задачу по формированию оптимальной компоновки активной зоны, отвечающей требованиям по обеспечению режимов испытаний в петлевых установках.

Решение поставленной задачи происходит в несколько этапов:

- сбор информации по планируемой загрузке экспериментальных устройств и требуемых режимов облучения в следующую кампанию;

- анализ работы реактора в текущую кампанию, в т.ч. энерговыделения по ячейкам активной зоны и положение РО СУЗ на протяжении всей кампании;

- анализ накопления ядер-отравителей в бериллиевой кладке, заключающийся в анализе величины разотравления кладки за время работы на мощности и ее «отравления» за время останова реактора для проведения перегрузочных работ;

- формирование загрузки активной зоны посредством перестановки ТВС и загрузки «свежих» тепловыделяющих сборок;

- согласование и утверждение программы работ на реактор.

В 2019 году на реакторе МИР.М1 проводили экспериментальные исследования по следующим направлениям:

- облучение экспериментального низкообогащенного топлива до достижения среднего выгорания 65-67%;

- облучение экспериментального U-Zr топлива до достижения заданного выгорания;

- испытания экспериментальных укороченных твэлов типа ВВЭР и PWR до выгорания ~ 50 МВт·сут/кгU;

- эксперименты в режиме «скачок» мощности;

- наработка Ir-192.

В работе описаны основные подходы, примененные при формировании компоновки активной зоны реактора МИР.М1 при подготовке к проведению экспериментальных исследований. Показано, что несмотря на сложности по согласованию режимов испытаний экспериментальных устройств, требуемые режимы испытаний по мощности экспериментальных устройств были реализованы.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕАКТОРА СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В СИСТЕМЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С РАЗЛИЧНЫМИ ТОПЛИВНЫМИ ЦИКЛАМИ

А.С. Лапин, А.С. Бобряшов, В.Ю. Бландинский, Е.А. Бобров

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

За последние 30 лет потребление электроэнергии выросло почти в 2 раза, при этом доля ядерной энергетики снизилась с 18% до 11%. Данный факт связан с низкой привлекательностью ЯЭ в том числе из-за малой ресурсной базы используемого в настоящее время U-235. Для повышения конкурентоспособности ЯЭ и создания устойчивой саморазвивающейся системы необходим переход к двухкомпонентной ЯЭ, в которой в частности, реакторы, базирующиеся на использовании водяной технологии теплоносителя, должны существенно повысить эффективность использования U-238 и Th-232, с тем, чтобы снизить потребность природного урана в системе атомной энергетики.

В соответствии со стратегией развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года, в качестве основных кандидатов на роль перспективных технологий легководных реакторов для двухкомпонентной ядерной энергетики рассматриваются инновационные реакторные технологии ВВЭР со сверхкритическими параметрами теплоносителя (реактор ВВЭР-СКД). Работы по ВВЭР-СКД также ведутся в рамках международного сотрудничества «Генерация IV».

Целью настоящей работы является создание концепции активной зоны реактора, охлаждаемого водой СКД, с параметрами, удовлетворяющими требованиям системы ядерной энергетики. Такие реакторы должны быть способны использовать потенциал изотопа U-238 и Th-232 для обеспечения наработки плутониевого или уранового топлива, эффективно воспроизводящегося в быстром спектре нейтронов затем, чтобы в дальнейшем, после переработки топлива в ЗЯТЦ, его можно было использовать как в тепловых, так и в быстрых реакторах.

В ходе работы разработана концепция активной зоны реактора (рис.1)

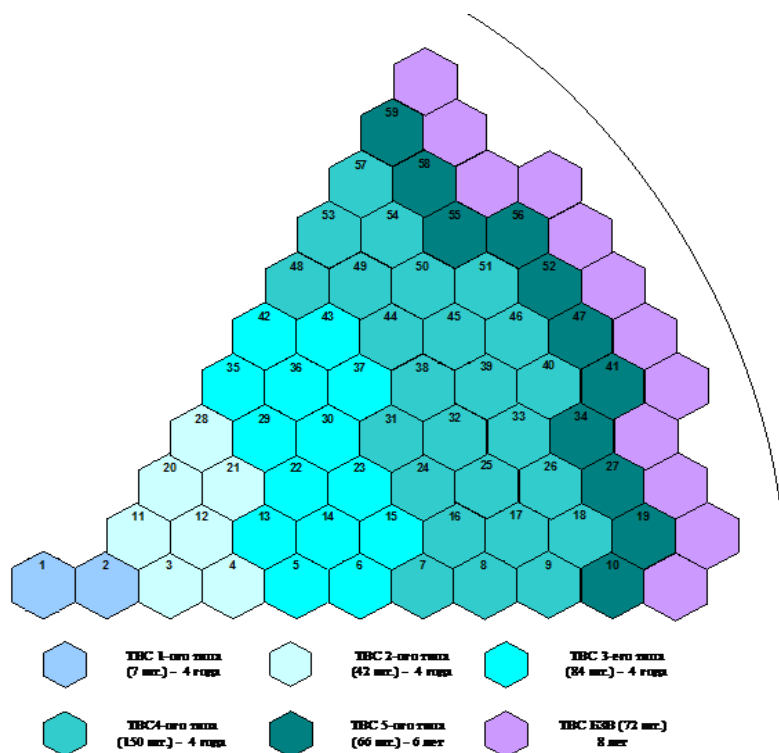


Рисунок 1. Картограмма размещения ТВС

с возможностью работы как в уран-плутониевом, так и в уран-ториевом топливных циклах.

Анализ исследований показал, что если ранее реактор СКД конкурировал с реактором БН за право являться наработчиком плутония, то на данный момент данный тип реактора рассматривается как концепция реактора ВВЭР будущего.

По полученным результатам можно сделать вывод, что коэффициент воспроизводства для обоих циклов является приемлемым с точки зрения системы ядерной энергетики. Не смотря на то, что полученные значения КВ меньше 1, т.е. реактор требует подпитки плутонием, эта подпитка незначительна по сравнению с нарабатываемым количеством топлива реактором-размножителем. Коэффициент воспроизводства с уран-ториевым топливом меньше, чем с уран-плутониевым, но несмотря на это U-Th топливный цикл может быть задействован в данном типе реакторов. Таким образом, значения системных характеристик удовлетворяют требованиям, предъявляемым данному типу реакторов.

Накопленные знания позволяют наметить план первоочередных исследований, а в дальнейшем составить техническое задание и приступить к проектированию данного типа реактора. Данная работа может быть полезна для обеспечения участия российских экспертов в работах в рамках международного форума «Поколение-IV».

ПЕРСПЕКТИВНЫЙ ГОРИЗОНТАЛЬНЫЙ ПАРОГЕНЕРАТОР ПГВ-1К ДЛЯ ДВУХПЕТЛЕВОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С РЕАКТОРОМ ВВЭР

О.В. Короткова, С.Л. Лякишев

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

С целью повышения конкурентоспособности РУ с ВВЭР был разработан перспективный горизонтальный парогенератор ПГВ-1К с одним коллектором теплоносителя. Данный парогенератор обладает улучшенными характеристиками, и предназначен для работы в составе двухпетлевой РУ с ВВЭР.

ПГВ-1К имеет удвоенную тепловую мощность по сравнению с действующим парогенератором ПГВ-1000МКП на АЭС с ВВЭР, максимальную наполняемость теплообменными трубами, плотную компоновку РУ под защитной оболочкой и удобное обслуживание.

Горизонтальный парогенератор ПГВ-1К позволяет повысить безопасность РУ за счет исключения аварий с большой течью теплоносителя из первого контура во второй, а также за счет улучшенной работы данного парогенератора в режиме естественной циркуляции теплоносителя.

Парогенератор ПГВ-1К позволяет снизить массу парогенераторов в составе РУ более чем на 30%, уменьшить размеры защитной оболочки, а также сократить сроки строительства, что приведет к заметному удешевлению АЭС в целом.

АНАЛИЗ НАРУШЕНИЙ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ

М.А. Соловьев, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов,
К.В. Федупин, Н.А. Калиновская

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

На 01.01.2020 в России эксплуатируются 63 исследовательские ядерные установки, из них 45 действующих, 5 находящихся на консервации, 11 выводимых из эксплуатации, 2 строящихся.

На исследовательских реакторах выполняются работы по различным научным направлениям: материаловедческие исследования, испытания в обоснование безопасности реакторов, исследования в обоснование технологических вопросов эксплуатации реакторов, фундаментальные физические исследования. Дополнительно к этому на некоторых ИЯУ проводится обучение студентов, наработка изотопов, изучение характеристик детекторов, приборов и их элементов в условиях реакторного излучения, выработка тепловой и электрической энергии.

ИЯУ эксплуатируются восемнадцатью предприятиями России. За рассматриваемый пятилетний период на восьми предприятиях России зафиксировано 29 нарушений, классифицированных по НП-027-10 [1].

Таблица 1

Распределение нарушений в работе ИЯУ предприятий России в 2015–2019 годах

№ п/п	Предприятие	ИЯУ	Количество нарушений на ИЯУ					Количество нарушений на предприятии				
			2015	2016	2017	2018	2019	2015	2016	2017	2018	2019
Предприятия Госкорпорации «Росатом»												
1	ГНЦ НИИАР	РБТ-10/2	1	0	0	0	0	2	1	2	0	2
2		БОР-60	1	0	1	0	0					
3		ВК-50	0	0	1	0	2					
4		СМ-3	0	1	0	0	0					
5	ИРМ	ИВВ-2М	2	1	0	1	2	2	1	0	1	2
6	ОКБМ Африкантов	СТ-1125	0	1	0	0	0	0	1	0	0	0
7	НИФХИ	ВВР-ц	1	0	1	0	0	1	0	1	0	0
8	ГНЦ РФ ФЭИ	БФС-1	0	0	0	0	1	0	0	0	0	1
Итого по Госкорпорации «Росатом»			5	3	3	1	5	5	3	3	1	5
Предприятия других ведомств												
9	ОИЯИ	ИБР-2	2	1	1	2	0	2	1	1	2	0
10	ФТИ ТПУ	ИРТ-Т	0	1	0	1	0	0	1	0	1	0
11	НИЦ «КИ»	ИР-8	1	0	0	0	0	1	0	0	0	0
12	ПИЯФ	ВВР-М	2	0	0	0	0	2	0	0	0	1
13		ПИК	0	0	0	0	1					
Итого по предприятиям других ведомств			5	2	1	3	1	5	2	1	3	1
Всего по России			10	5	4	4	6	10	5	4	4	6

Два нарушения классифицированы по шкале ИНЕС [2] уровнем 1 (аномалия) — в 2015 и 2016 годах. Остальные нарушения классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности).

За 2019 год произошло шесть нарушений в работе ИЯУ, категорированных по НП-027-10.

Согласно НП-027-10 произошедшие шесть нарушений классифицированы категориями: П03 (повреждение тепловыделяющих сборок, твэлов и радиационных источников...), П05 (...нарушения в работе технологического и (или) электротехнического оборудования...), П08 (...отклонения в работе системы управления и защиты, технологических защит и блокировок...) и П09 (...нарушение электроснабжения в пределах эксплуатационной ответственности эксплуатирующей организации...).

Нарушения в 2015–2019 годах проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающего контрольные уровни. Произошло облучение персонала, превысившее контрольные уровни, но не превысившее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности.

АНАЛИЗ ТЯЖЁЛОЙ СТАДИИ АВАРИИ НА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ РБМК-1000 С ПОМОЩЬЮ РАСЧЁТНОГО КОДА «СОКРАТ»

А.М. Осипов, Д.В. Финошкина

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

Расчетный код (РК) СОКРАТ [1] предназначен для комплексного численного моделирования динамики процессов, происходящих в реакторных установках (РУ) типа ВВЭР при тяжелых запроектных авариях с потерей теплоносителя.

РК СОКРАТ успешно используется для моделирования корпусных РУ на тепловых нейтронах с водным теплоносителем (КЛТ-40С) и РУ на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН-600, БН-1200) [2]. Применение РК для анализа тяжелых запроектных аварий на других типах РУ требует дополнительного обоснования и проведения верификационных расчетов.

Существующий опыт моделирования аварии типа «полное обесточивание» на канальных РУ на тепловых нейтронах с водным теплоносителем (РБМК-1000) в ОА «НИКИЭТ» показывает успешное использования РК для анализа аварии на стадии расплавления активной зоны. Однако результаты данного исследования получены в предположении отсутствия отвода тепла от активной зоны к металлоконструкциям реактора, что вносит существенный консерватизм в полученные значения временных характеристик аварии и не позволяет исследовать дальнейшую стадию ЗПА с движением топливосодержащих масс (ТСМ).

Основное отличие расчетов, проведенных в настоящей работе, от исследований, проводимых ранее — это учет аксиальной теплопроводности между элементами конструкции РУ.

Расчетная модель включала в себя тепловые структуры, описывающие элементы АЗ реактора, структуры, моделирующие трубопровод нижних водяных коммуникаций до «калача», тракт канала и опорные конструкции реактора. Теплопроводность между элементами конструкции реактора, расположенными на разных высотных уровнях моделировалась путем введения «виртуальных» тепловых потоков из-за градиента температур.

Учет теплопроводности между элементами РУ, расположенными на различных высотных уровнях приводит к существенному изменению временных характеристик развития тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием энергоблока с РУ типа РБМК-1000.

ИЗМЕНЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТОВ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА БОР-60 ЗА ВРЕМЯ ЕГО ЭКСПЛУАТАЦИИ

И.Ю. Жемков¹, Ю.В. Набойщиков¹, В.Ю. Анисимов¹, А.Е. Дьяченко^{1, 2}

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

На сегодняшний день, реактор БОР-60 является единственным в мире исследовательским реактором на быстрых нейтронах, находящимся в эксплуатации. За период многолетней работы в активную зону (а.з.) и боковой экран реактора вносились изменения, влияющие на его характеристики.

Весь период эксплуатации реактора можно условно разделить на 3 этапа:

1) Работа на высокообогащенном урановом таблеточном топливе и испытание отдельных ТВС с виброуплотненным уран-плутониевым топливом (с момента пуска в 1969 году по 1980 год). Начало загрузки в боковой экран реактора воспроизводящих сборок для наработки плутония (ВСБЭ) (с 1976г).

2) Работа на виброуплотненном уран-плутониевом топливе и дожигание ТВС с высокообогащенным урановым топливом. Увеличение а.з. за счет размеров топливной части ТВС и нижнего торцевого экрана (с 1981 года по 1998 год). В боковой экран вместо стальных сборок устанавливаются ВСБЭ.

3) Использование виброуплотненного уранового топлива (с 1999 года по сегодняшний день). Прекращение установки ВСБЭ, возвращение к стальному боковому экрану.

Характеристики реактора, в том числе эффекты (ЭР) и коэффициенты реактивности (КР), так же претерпевали изменения, что влекло за собой необходимость проведения расчетно-экспериментальных исследований по их определению и уточнению.

Знание ЭР чрезвычайно важно для безопасной эксплуатации реакторной установки, планирования перегрузочных работ, расчетов переходных процессов и анализа ядерной безопасности.

С точки зрения управления реактора наиболее важны влияния «обратных связей» на реактивность при изменении таких параметров реактора, как температура и мощность.

При проведении перегрузочных операций необходимо знание КР, обусловленного выгоранием ядерного топлива, для оценки изменения запаса реактивности реактора и прогнозирования продолжительности работы установки.

По данным, полученным в ходе выполнения исследовательских работ, можно отметить что, на мощностной КР влияет, в основном, объём топливной загрузки, тепловая мощность реактора и расход теплоносителя. Значение мощностного КР уменьшается по мере выгорания ядерного топлива. Последние экспериментальные исследования показали, что мощностной КР находится в интервале полученных ранее значений.

Температурный КР, как составляющая мощностного КР (возникающий при неравномерном разогреве топлива и подъёме мощности), слабо зависит от режима работы реактора, но если рассматривать урановое топливо, то на температурный КР может влиять выгорание топлива, на уран-плутониевом топливе такого влияния не было обнаружено.

Температурный КР, возникающий при равномерном разогреве а.з., зависит от входной температуры теплоносителя в реактор. Последние экспериментальные исследования показали, что температурный КР находится в диапазоне определенных ранее значений.

КР от выгорания ядерного топлива зависит от загрузки топлива в реактор и его изотопного состава топлива. Последние исследования показали, что значение КР от выгорания ядерного топлива снизилось. На это повлияло увеличение загрузки топлива в реактор.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММЫ НЕЙТРОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ В РЕАКТОРЕ СМ ПОСЛЕ РЕКОНСТРУКЦИИ

С.А. Енин^{1,2}, В.В. Павлов¹, А.Р. Белозерова¹, Т.И. Чернышева¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Реконструкция активной зоны реактора СМ, так же известная как проект «Барсук» подразумевает замену отражателя, модернизацию органов управления и защиты, оснащение реактора современным оборудованием и изменение конструкции нейтронной ловушки. В результате модернизации изменятся нейтронно-физические характеристики реакторной установки, поэтому необходимо провести комплексное расчетно-экспериментальное исследование характеристик нейтронных полей во время первых пусков реактора.

Для экспериментального определения нейтронно-физических характеристик будет использован активационный метод нейтронной дозиметрии, который зарекомендовал себя как наиболее точный и эффективный метод определения характеристик нейтронных полей непосредственно в точках облучения.

Планируется установка 14 спектрометрическихборок: в каналы нейтронной ловушки (3 сборки), в каналы активной зоны (3 сборки), в каналы отражателя (4 сборки в сухих каналах и 4 сборки в каналах с водой). В качестве нейтронно-активационных детекторов будут использованы железо, ниобий, алюминий, медь, никель, титан, родий, кадмий, лантан, индий, золото, кобальт, марганец, самарий, лютеций, диспрозий, хром и натрий. Для проведения экспериментов будет задействован особый режим работы реактора – пониженная мощность (~10 МВт), кратковременное облучение (~2 часов). Сразу после облучения спектрометрические сборки будут разобраны в горячей камере, мониторы извлечены и направлены на спектрометрический участок. По результатам измерений будут определены плотности потока тепловых, резонансных и быстрых нейтронов, а так же восстановлен спектр в исследуемых каналах.

Экспериментальное определение нейтронно-физических характеристик реактора СМ после реконструкции позволит выявить возможные отклонения значений характеристик нейтронных полей от расчётных моделей, скорректировать программы облучения и повысить безопасность эксплуатации ядерной установки.

ВЛИЯНИЕ СВОЙСТВ ПОКРЫТИЙ НА ТЕПЛОБМЕН ПРИ ОХЛАЖДЕНИИ ГОРЯЧИХ ТЕЛ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ТОЛЕРАНТНОМУ ТОПЛИВУ ДЛЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ*

И.А. Молотова^{1,2}, А.Р. Забиров¹, В.В. Ягов²,
М.М. Виноградов², И.А. Беляев¹

¹ФГУП «ОИВТ РАН», г. Подольск
²ФГБОУ ВО «НИУ "МЭИ"», г. Москва

Исследование процессов охлаждения высокотемпературных тел имеет большую значимость для различных отраслей промышленности, таких как теплоэнергетика, металлургия, ядерная энергетика. В случае тяжелой аварии на АЭС наискорейшее охлаждение разогретых топливных элементов – единственный способ предотвращения катастрофы. Возникновение тяжелой аварии с расплавлением активной зоны ядерного реактора и взаимодействие расплава с охлаждающей водой чревато опасностью парового взрыва. После аварии на АЭС Фукусима-1 в 2011 г. были начаты широкомасштабные поисковые исследования нового устойчивого к авариям толерантного топлива.

Если начальная температура тела превышает критическую температуру охлаждающей жидкости, то имеет место пленочный режим кипения, характеризующийся низкими коэффициентами теплоотдачи. Во многих технологических процессах стараются избежать или сократить длительность режима плёночного кипения и добиться перехода к более интенсивному режиму.

* Исследования были проведены при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований, проект №19-38-60057.

Многочисленные отечественные и зарубежные исследования, а также исследования авторов [1] свидетельствуют о прямом влиянии свойств поверхности на теплообмен при охлаждении высокотемпературных тел в жидкостях. Изменение параметров поверхности путем их модификации или нанесения различных покрытий может существенно повысить температуру перехода к интенсивному режиму охлаждения.

Основной целью данной работы является экспериментальное исследование влияния свойств поверхностей на теплообмен при охлаждении высокотемпературных цилиндрических тел в жидкостях с различными теплофизическими свойствами. На кафедре инженерной теплофизики НИУ МЭИ был создан экспериментальный стенд для проведения экспериментов в интервале температур от -80 до 100 °С и интервале давлений от атмосферного до 10 МПа. Описание экспериментальной установки приведено в [2, 3].

Рабочие образцы представляют собой цилиндры из различных металлов со сферической головкой диаметром 10 мм и длиной 50 мм. Первые эксперименты были проведены на медных цилиндрах с различными покрытиями, температура измерялась в центре образца при помощи хромель-алюмелевой термопары. Чертеж рабочего образца и технология крепления термопар представлены на рисунке 1. Термопара (4) вставляется в центр образца (1). Горячий спай надёжно фиксируется благодаря графитовому уплотнению (2) после вкручивания трубки-державки (3) в образец. Были подготовлены четыре медных образца с различными типами покрытий (золочение медного образца и плазменное напыление порошка нержавеющей стали 36Х18Н25 различной толщины и шероховатости).

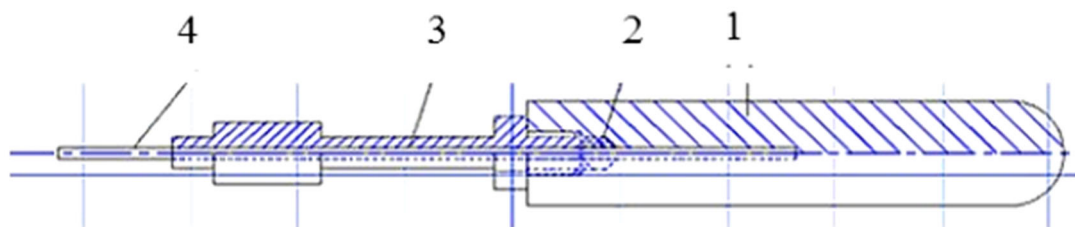


Рисунок 1. Крепление термопар в образце: 1 – образец; 2 – уплотнение из графита; 3 – трубка-державка; 4 – кабель термопары

Также были подготовлены цилиндрические образцы из различных металлов с отверстиями для двух термопар – центральной и идущей ко дну образца. Технология крепления термопар для данных цилиндров имеет отличия от технологии для ранее описанных медных образцов, поскольку было решено измерять температуру в двух местах – на поверхности и в центре, что вызвало необходимость закладки двух термопар. Образцы предварительно были отполированы при помощи виброгалтовочного оборудования. Крепление термопар осуществлялось при помощи цангового зажима, для лучшего контакта королька термопары с поверхностью использовалась смесь жидких металлов индия и галлия. На рисунке 2 представлена схема крепления термопар.

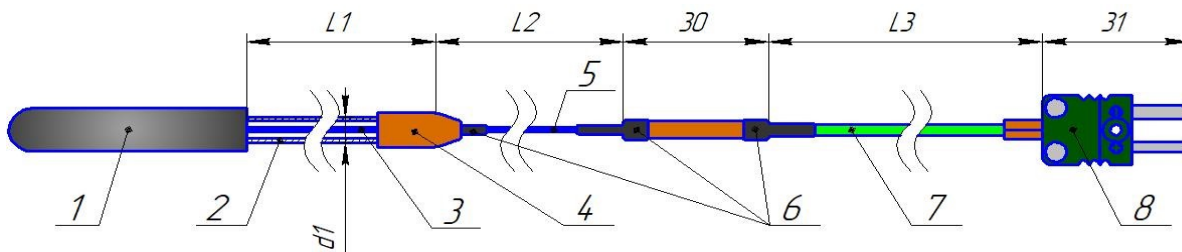


Рисунок 2. Схема крепления термопар. 1 – цилиндрический образец; 2 – трубка-державка ($d_1=3$ мм); 3 – термокабель, проходящий внутри трубки-державки (тип К – хромель-алюмель) $d=1$ мм; 4 – зажимная цапга для фиксации термокабеля; 5 – выпуск термокабеля из трубки-державки; 6 – термоусадка; 7 – удлиняющий (компенсационный) провод тип К; 8 – штекер стандарт тип К

В ходе проведённых экспериментов был получен массив новых экспериментальных данных. Первые эксперименты на медных цилиндрах были проведены на этаноле при атмосферном давлении при постоянной температуре жидкости $+50$ °С. Экспериментально обнаружен рост температуры начала интенсивного режима охлаждения на образцах с покрытием из материала с низкой тепловой активностью. В случае золотого покрытия общее время охлаждения составляет около 36 секунд (кривая 1, рис. 3), в случае поверхности «Нерж.сталь_3» - всего 11 секунд (кривая 4, рис. 3). Следует отметить, что для покрытий из нержавеющей стали с увеличением толщины и шероховатости покрытия охлаждение идёт более интенсивно.

Эксперименты на никелевом цилиндре были проведены на различных жидкостях при различных температурах и атмосферном давлении. При охлаждении в воде с большим недогревом температура перехода была близка к 650 °С, что значительно выше критической температуры воды (рис. 4).

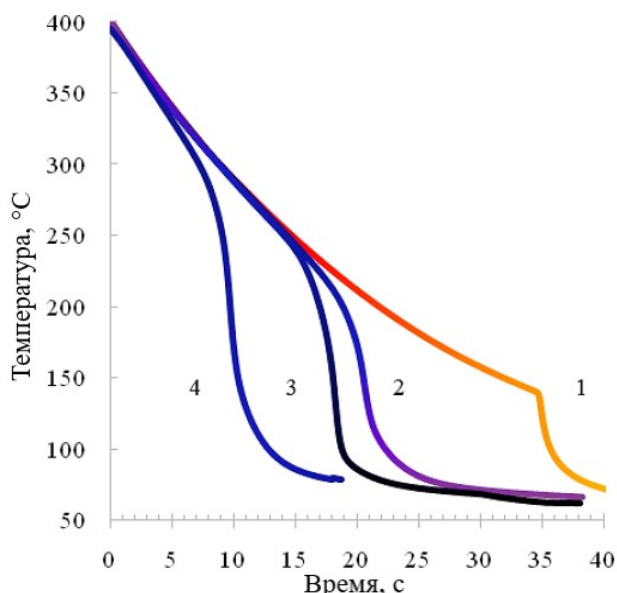


Рисунок 3 (слева). Термограммы охлаждения медного цилиндра с различными покрытиями в этаноле при $+50$ °С при атмосферном давлении. Виды покрытий: 1 – золото; 2 - Нерж.сталь_1; 3 - Нерж.сталь_2; 4- Нерж.сталь_3

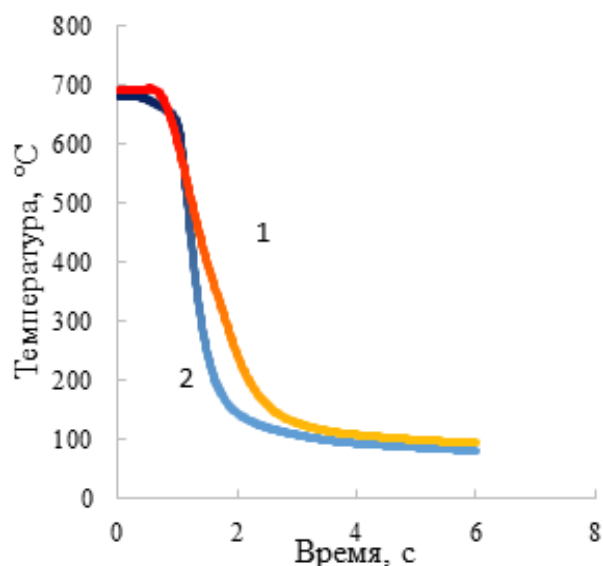


Рисунок 4 (справа). Термограммы охлаждения никелевого цилиндра в воде $+40$ °С при атмосферном давлении. 1 – центр; 2 – поверхность

Для дальнейшего исследования влияния свойств покрытий на процессы теплообмена при охлаждении горячих тел были подготовлены плоские образцы из тех же металлов, что и цилиндры (никель, нержавеющей сталь, титан, медь, цирконий и фехраль). В дальнейшей работе предполагается нанесение различных покрытий на эти образцы с целью изучения их теплофизических свойств и смачиваемости до и после проведения нагрева.

Экспериментально было подтверждено, что процесс охлаждения зависит от многих факторов, таких как температура охлаждающей жидкости, материал покрытий (теплофизические свойства и шероховатость), недогрев жидкости и давление. Подтверждено существование особого режима теплообмена с высокой интенсивностью, возникающего в воде с большими недогревами.

Исследования были проведены при поддержке Российского Фонда Фундаментальных Исследований, проект №19-38-60057.

РЕЗУЛЬТАТЫ КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛОВ НА ОСТАНОВЛЕННОМ РЕАКТОРЕ ЗА ПЕРИОД ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВК-50 С РАСШИРЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

А.А. Скрябин^{1,2}, М.В. Маркелов¹, Е.В. Синявина¹, Ю.А. Кушнер¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

В докладе приводится анализ результатов контроля герметичности оболочки (КГО) твэлов на остановленном реакторе в период перегрузки активной зоны. Представленные данные по КГО твэлов охватывают период с 2010 по 2019 гг. (за 10 перегрузок активной зоны).

Первым барьером на пути распространения продуктов деления ядерного топлива является оболочка тепловыделяющего элемента вместе с топливной матрицей. Нарушение целостности оболочки твэлов приводит к выходу газообразных продуктов деления в теплоноситель и, как следствие, увеличению выбросов радионуклидов в окружающую среду. Для обеспечения целостности оболочек твэлов на реакторной установке ВК-50 реализуются организационно-технические мероприятия, такие как:

- контроль качества теплоносителя по водно-химическим показателям;
- контроль распределения поля энерговыделения и максимальных тепловых нагрузок на твэлы;
- ограничение скорости увеличения тепловой мощности реактора;
- ограничение скорости расхолаживания и разогрева реактора.

Момент разгерметизации ТВС во время работы реактора на мощности отслеживается путем измерения активности наиболее долгоживущих реперных нуклидов: Хе-133 ($T_{1/2}=5,2$ суток) и I-131 ($T_{1/2}=3,0$ суток). Активность Хе-133

измеряется в газе выхлопа эжектора турбины, активность I-131 – в пробах воды реактора. Опираясь на данные по скорости выхода радиоактивных продуктов деления, составляется прогноз о местонахождении негерметичных ТВС в активной зоне. Далее во время планово-предупредительного ремонта реактора проводится поиск дефектных ТВС водно-газовым методом контроля герметичности оболочки твэлов и, в случае необходимости, их замена.

Водно-газовый метод контроля герметичности оболочек твэлов основывается на измерении активности радионуклидов Хе-133 и Kr-85 ($T_{1/2}=4,5$ часа) в газовой фазе. Газообразные продукты деления выделяются из негерметичного твэла при любом размере дефекта. Проводя измерения активности газообразных продуктов деления поочередно в каждой ТВС и сравнивая показания с фоновым значением активности, можно сделать вывод о герметичности или негерметичности твэлов в ТВС. В газовой фазе отсутствуют радиоактивные продукты деления, кроме газообразных, что позволяет использовать радиометрический метод регистрации продуктов деления и получать высокое соотношение сигнала и фона. По активности радионуклидов Хе-133 и Kr-85 возможно определить тип дефекта. Так, при газовой неплотности твэла (размер дефекта не более 50 мкм) активность реперных радионуклидов превышает фоновую активность теплоносителя не более чем в 5 раз. В случае контакта топливной матрицы с теплоносителем (размер дефекта более 50 мкм) активность выше фоновой более чем в 5 раз. Таким образом, при проверке ТВС на герметичность водно-газовым методом можно провести оценку дефекта оболочки твэла.

В докладе представлена картограмма распределения негерметичных ТВС по ячейкам активной зоны, а также количество дефектных ТВС выявленных в период с 2010 по 2019 г.г. Показано, что преобладающее большинство негерметичных ТВС было обнаружено в центральной части активной зоны. Связано это со сложным водно-химическим режимом кипящего корпусного реактора, а прежде всего с высоким содержанием продуктов коррозии конструкционных материалов в теплоносителе. Высокое содержание продуктов коррозии обусловлено применением в составе арматур и трубопроводов основного контура реактора изделий с высоким содержанием меди. Данные примеси образуют отложения на оболочке твэлов, а в совокупности с высоким энерговыделением центральной области активной зоны относительно периферийной части, толщина отложений может достигать до 100 г/м². Впоследствии данные отложения частично отслаиваются от оболочки твэла и вода попадает в зазор между отложением и стенкой твэла. В зазоре вода испаряется до состояния перегретого пара, вследствие чего температура стенки твэла в данной области может достигнуть 900 °С. Это является одной из основных причин разгерметизации оболочки твэла.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МЕТОДА ОПРЕДЕЛЕНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНЫХ ЗОН НА КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ СТ-1125

Д.А. Новикова, А.Г. Васяткин, А.А. Молодцов

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Одним из этапов создания активных зон для транспортных реакторных установок разработки АО «ОКБМ Африкантов» являются нейтронно – физические испытания активной зоны, в процессе которых определяются её характеристики и проверяются условия обеспечения ядерной безопасности.

Серийные активные зоны проходят испытания в «холодном» состоянии на критическом стенде СТ-659. Новые головные активные зоны помимо «холодных» испытаний проходят и «горячие» испытания, где имитируется разогрев активной зоны и замедлителя до рабочих параметров по температуре и давлению.

«Горячие» испытания проводятся на критическом стенде СТ-1125, который представляет собой комплекс оборудования, работающего под давлением с внешним электронагревателем мощностью 1 МВт, обеспечивающим разогрев и поддержание температуры замедлителя – теплоносителя до 325 °С и давлении 17,6 МПа.

При проведении «горячих» испытаний на СТ-1125 определяются следующие характеристики исследуемой активной зоны:

- критическое положение компенсирующих групп (КГ) при заданной температуре;
- значение дифференциальной эффективности перемещаемых КГ при заданной температуре и положении КГ;
- значение коэффициентов реактивности по температуре и давлению в контуре высокого давления соответственно;
- температурный эффект реактивности при разогреве от начальной температуры до заданной, при фиксированном положении КГ.

Определение этих характеристик осуществляется по изменению реактивности в различных состояниях, которая определяется реактиметром от шести ионизационных камер, расположенных вокруг корпуса критической сборки.

Ранее, до съема показаний со средств измерений в вычислительную технику, определение нейтронной – физических характеристик активной зоны проводилось путем фиксации на графике зависимости реактивности от температуры значений реактивности (ρ), положения КГ (H) и температуры (T), считанные с приборов в определенные моменты времени. Далее, методами регрессионного анализа, определялись зависимости реактивности от температуры при определенном положении КГ и определялись критические положения, дифференциальная эффективность КГ и температурный эффект реактивности. На рисунке 1 представлен типичный график зависимости реактивности от температуры, полученные из серии 8 перемещений КГ из положения H_1 в положение H_2 .

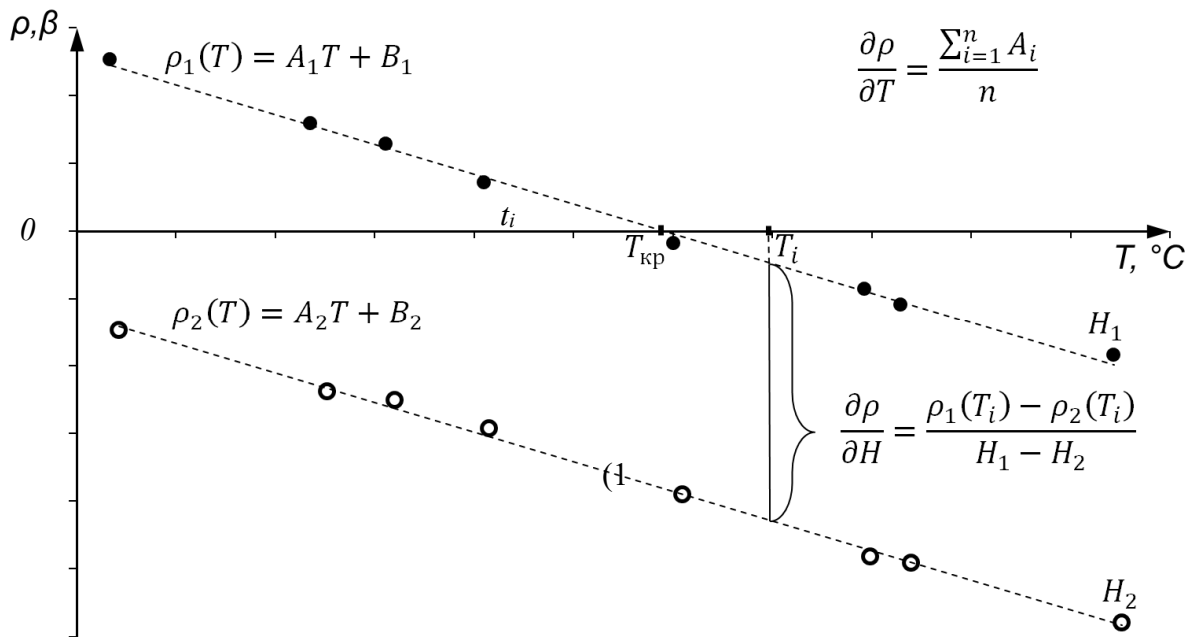


Рисунок 1 – График зависимости реактивности от температуры

Используемая методика определения нейтронно-физических характеристик активной зоны предполагает неизменность температуры во время фиксации реактивности. На практике довольно сложно обеспечить стабильность и неизменность температуры в момент съема данных, что приводит к «дрейфу» реактивности и появлению систематической погрешности реактивности, зависящей от скорости разогрева или охлаждения замедлителя.

По этой причине уже при фиксации реактивности необходимо учитывать температурный эффект, вызванный неизбежным изменением температуры в процессе проведения испытаний.

С появлением средств автоматизации измерений для учета температурного эффекта при определении реактивности предложен и реализован метод с контролируемым разогревом замедлителя, т.е. подбирается такой режим разогрева замедлителя, что бы отчетливо наблюдалось изменение реактивности во время фиксации значений реактивности, положения КГ и температуры.

Данные по реактивности и температуре, записанные в определенный промежуток времени и для определенных положений КГ, автоматически обрабатываются методами регрессионного анализа. Полученные зависимости реактивности от времени измерения для определенных положений КГ приводятся к одному моменту времени, в который определяются дифференциальная эффективность КГ и критическое положение КГ при данной температуре. На рисунке 2 представлен график измеренной реактивности от времени при двух положениях КГ.

Предложенный метод имеет ряд преимуществ, а именно:

- исключение влияния температурного эффекта на определение дифференциальной эффективности РО КГ и критического положения РО КГ;
- меньшую погрешность измерения дифференциальной эффективности РО КГ и критического положения РО КГ;
- экономия времени проведения испытаний активной зоны за счет исключения времени стабилизации температуры замедлителя.

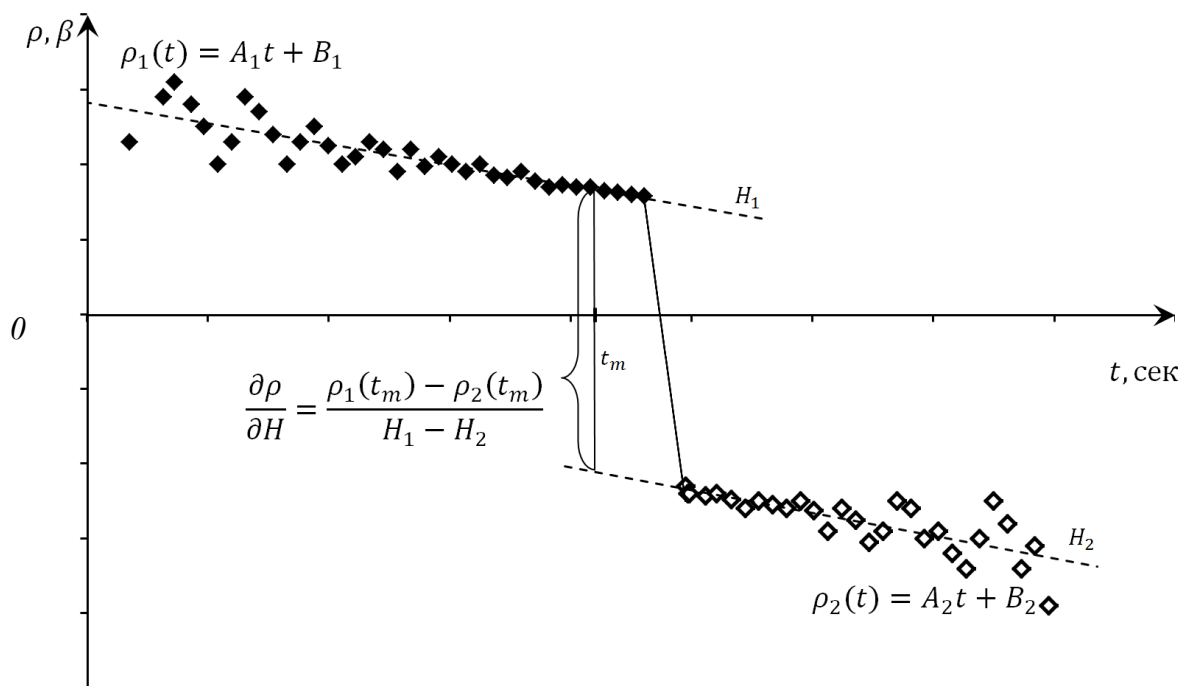


Рисунок 2 – График измеренной реактивности в двух положениях КГ.

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ДЛЯ МОДЕРНИЗИРОВАННОГО РЕАКТОРА СМ

И.В. Митрофанов^{1,2}, А.П. Малков^{1,2}, А.В. Пайдулов^{1,2},
Н.Ю. Марихин¹, Ю.А. Краснов¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Необходимость в разработке методики определения энерговыделения в активной зоне исследовательского реактора СМ-3 обусловлена тем, что в 2019 году реактор остановлен на модернизацию. Действующая методика [1, 2] не может применяться после пуска модернизированного реактора, поскольку профиль энерговыделения в активной зоны будет иным вследствие изменения компоновки нейтронной ловушки и конструкции центральных органов СУЗ. Это обуславливает необходимость разработки новой методики определения распределения энерговыделения и выгорания топлива в активной зоне реактора СМ-3.

Для модернизации методики были собраны, проанализированы и обобщены данные по загрузкам активной зоны и распределению выгорания топлива по ТВС для 42 реальных кампаний за 2018-2019 годы работы реактора. Данные включали в себя сведения о выгорании топлива и типе установленной ТВС в каждую ячейку активной зоны реактора на начало и конец кампании. С помощью математического имитатора активной зоны IMCOR_SM[3] с использованием пакета прикладных программ MCU-PTR[4] была проведена серия расчетов для определения относительного энерговыделения в ТВС.

В ходе дальнейшей исследовательской работы были выполнены задачи:

- Уточнены значения относительного энерговыделения для равномерной загрузки топлива в активную зону реактора СМ-3 с новой компоновкой центральной нейтронной ловушки;
- Путем статистического анализа имеющихся данных подобрана аппроксимационная зависимость коэффициентов неравномерности энерговыделения в типовых ячейках активной зоны от положения рабочих органов (РО) СУЗ;
- Уточнена математическая формула для определения относительного энерговыделения в активной зоне при полностью извлеченных РО СУЗ;
- Найдены параметры аппроксимирующих функций для действующего и предлагаемого алгоритма расчета;
- Проведено сравнение результатов расчета коэффициентов неравномерности энерговыделения в типовых ячейках активной зоны с использованием разных алгоритмов расчета.

В процессе выполнения работы также было исследовано влияние облучаемого материала в мишенях центральной нейтронной ловушки на профиль энерговыделения в активной зоне.

При проведении исследования:

- Дополнительно произведена серия расчетов с двумя компоновками центральной замедляющей полости (ЦЗП): 16 мишеней с Co-59 и 41 алюминиевый имитатор мишени; 16 мишеней с трансурановыми элементами для наработки Cf-252 и 41 алюминиевый имитатор мишени;
- Найдены соответствующие параметры аппроксимирующих функций для каждого из трех вариантов загрузки ЦЗП;
- Произведено сравнение влияния на профиль энерговыделения различных компоновок ЦЗП.

В завершении работы был получен надежный и быстродействующий алгоритм определения относительного энерговыделения в ТВС исследовательского реактора СМ-3. Данный алгоритм, в ходе проведения дополнительного исследования, был проверен на различных компоновках ЦЗП что показало его универсальность и гибкость.

Полученные данные в ходе исследовательской работы были использованы для подготовки проекта модернизированной методики для определения энерговыделения и выгорания топлива в ТВС исследовательского реактора СМ-3.

ОЦЕНКА ДАВЛЕНИЯ ПРИ ПАРОВОМ ВЗРЫВЕ В ПОДРЕАКТОРНОМ ПОМЕЩЕНИИ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ С РЕАКТОРОМ РБМК-1000

О.И. Мелихов, А.М. Осипов, Д.В. Финошкина

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

В работе анализируется сценарий развития тяжелой аварии на АЭС с РБМК на стадии тяжелого повреждения активной зоны (АЗ), в ходе которого топливо содержащие массы (ТСМ) обрушаются в подреакторное пространство, заполненное пароводяной смесью.

После появления ТСМ в подреакторном помещении происходит их взаимодействие с бетоном основания реактора. Существует потенциальная опасность проплавления бетонной плиты перекрытия и обрушение ТСМ в воду бассейна-барботера. В качестве основной стратегии удержания ТСМ в границах реакторного пространства предусмотрен отвод остаточного энерговыделения от реактора и охлаждение опорных металлоконструкций за счет подачи воды, однако заполнение подреакторного пространства жидкостью может повлечь за собой создание условий для возникновения парового взрыва [1].

Поведение системы кориум-теплоноситель после взрыва было проанализировано с помощью метода, основанного на построении адиабаты Гюгонио [2]. Предполагается, что паровой взрыв реализуется в форме волны термической детонации, что позволяет сформулировать уравнения сохранения массы, импульса и энергии, связывающие эти величины в исходной смеси расплава с водой и в состоянии, когда устанавливается равновесное состояние компонент смеси (точка Чепмена-Жуге). Следствием этих уравнений является соотношение Гюгонио

$$p - p_0 - 2 \frac{h - h_0}{v + v_0} = 0 \quad (1)$$

Уравнение (1) определяет связь давления и удельного объема смеси в точке Чепмена-Жуге, которая на плоскости «давление-удельный объем» изображается кривой (адиабата Гюгонио). Для параметров описанной выше системы была построена адиабата Гюгонио, и графическим анализом оценено давление в точке Чепмена-Жуге.

АНАЛИЗ НАКОПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОБЛУЧЁННЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРА МИР

П.А. Зайченко, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Разработка процедур определения нуклидного состава облученных ТВС реактора МИР обусловлена необходимостью обеспечения требований нормативной документацией, регламентирующей функционирование системы государственного учета радиоактивных веществ (РВ), которые нарабатываются в том числе и при эксплуатации ИЯУ. Система государственного учета РВ находится в стадии становления, что приводит к уточнению нормативных требований и периодическому пересмотру руководящих документов по контролю и учету РВ.

Начальными данными для расчета нуклидного состава облученного топлива в ТВС и наработки радиоактивных веществ (РВ) в конструкционных материалах сборки являются:

- вид и обогащение топлива;

- сплавы, применяемые для изготовления оболочек и концевых деталей ТВС [1];
- информация о процентном содержании природных изотопов в том или ином элементе, входящем в состав сплава.

С учетом имеющейся информации составляется перечень изотопов и их масс, входящих в состав «свежей» ТВС, после чего при помощи программы ChainSolver [2] моделируется превращение ядер при облучении ТВС в активной зоне.

Анализ расчетных данных позволил определить нуклиды, определяющие активность РВ в облученной ТВС на необходимый момент времени после ее выгрузки из реактора. Проведена классификация нуклидов в зависимости от типа распада и характеристикам излучения. На основании данных представленных в [3] сформирован проект базы данных, в которую занесена информация по энергии излучаемых частиц и вероятности их появления на один акт распада. Дополнительно к этому были разработаны зависимости активности и массы конкретного нуклида от глубины выгорания ТВС, что в свою очередь значительно упрощает работу с данными.

МЕТОДИЧЕСКАЯ БАЗА ХИМИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ СОСТАВА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ КОНТУРОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МИР

О.Н. Владимирова, В.И. Васильев, С.А. Двойнишникова, Е.О. Демидовская

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

На исследовательском реакторе МИР проводятся облучательные петлевые эксперименты топливных и конструкционных материалов с целью обоснования их надежности при эксплуатации в легководных ядерных энергетических установках. Представительность испытаний обеспечивается в том числе созданием соответствующих водно-химических режимов (ВХР).

Изначально испытания твэлов водо-водяных реакторов (ВВЭР) проводили в условиях нейтрального бескоррекционного или аммиачного ВХР, и это было допустимо, когда главными задачами облучения были исследования топлива и поведения твэлов в аварийных и переходных теплофизических режимах (скачки мощности, имитация потери теплоносителя и т.д.). Затем с целью повышения представительности реакторных экспериментов по обоснованию надежности твэлов с оболочками из циркониевых сплавов, рассчитанных на срок эксплуатации до 6 -7 лет и на достижение высокого выгорания были проведены работы по организации в первых контурах петлевых установок аммиачно-калиевого с дозированием борной кислоты ВХР реакторов ВВЭР. Помимо разработки и создания технологического оборудования, обеспечивающего дозирование реактимообразующих реагентов, были расширены возможности существующей методической базы: внедрены методики определения координирующих реагентов, автоматизированные поточные анализаторы газов и ионохроматографический комплекс контроля анионных примесей.

В настоящее время в связи с расширением деятельности института в области международного сотрудничества, на реакторе МИР начаты испытания изделий и материалов для использования в водо-водяных реакторах PWR. Активно развивается направление реакторных исследований экспериментальных ТВЭЛОВ, сочетающих различные материалы топливной матрицы и оболочек с нанесенными покрытиями (толерантное топливо), в том числе в сравнительных условиях ВХР энергетических установок ВВЭР и PWR. Поэтому для обеспечения представительности экспериментов появилась необходимость в организации на реакторе МИР борно-литиевого с дозированием газообразного водорода ВХР и внедрения более современных систем и методов контроля: атомно-абсорбционной спектроскопии микроконцентраций катионных примесей, анализ которых традиционными фотометрическими методиками был проблематичен, и поточных анализаторов газов, работающих при давлении теплоносителя до 20 МПа.

В докладе представлены:

- обзор возможностей методической базы химического контроля ВХР исследовательского реактора МИР и ранее выполненных работ по ее совершенствованию;
- результаты внедрения новых методов контроля применительно к условиям реальных проб иононасыщенных теплоносителей.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ВИБРОПРОЧНОСТИ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРОВ ВВЭР ПО УСЛОВИЮ ОТСУТСТВИЯ ФРЕТТИНГ-ИЗНОСА ТВЭЛОВ

В.В. Макаров, Е.А. Ерёмин

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

В последнее десятилетие в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» был проведен ряд испытаний для обоснования вибрационной прочности тепловыделяющих сборок различных конструкций. Необходимость испытаний обусловлена конструктивными нововведениями (изменением длины пролета между дистанционирующими решетками (ДР), конструкции ячейки ДР, толщины оболочки ТВЭЛ, способа крепления ТВЭЛОВ в нижней опорной решетке), которые могут привести к изменению динамических характеристик ТВЭЛОВ и параметров контактного взаимодействия ТВЭЛОВ с ячейками ДР.

Экспериментальные работы по обоснованию вибрационной прочности включают в себя два вида испытаний: ресурсные испытания полномасштабных макетов тепловыделяющихборок (ТВС) и вибрационные испытания мелкомасштабных моделей (фрагментов ТВС). В ходе ресурсных испытаний полномасштабных макетов моделируются все действующие на ТВС в реакторе воздействия (термомеханические, гидравлические, химические), за исключением радиационных. Положительные результаты ресурсных испытаний (отсутствие следов фреттинг-износа на оболочках ТВЭЛОВ) свидетельствуют об обеспечении

вибрационной прочности при эксплуатационном уровне динамических воздействий.

С целью определения запасов до порогового уровня вибрации, при котором начинается процесс изнашивания ТВЭЛов, проводятся вибрационные испытания фрагментов ТВС при повышенном уровне вибрации ТВЭЛов. Под запасом вибропрочности по условию отсутствия фреттинг-износа ТВЭЛов понимается отношение порогового уровня вибрации, выше которого начинается процесс фреттинг-износа, к уровню вибрации ТВЭЛов в реакторе. Поскольку основным источником вибрации ТВЭЛов является динамическое воздействие со стороны турбулентного потока, в качестве оценки уровня вибрации ТВЭЛов в реакторе принимается уровень вибрации ТВЭЛов в потоке теплоносителя с теплогидравлическими параметрами, близкими к параметрам первого контура.

В настоящем докладе представлены методика и результаты испытаний по обоснованию вибропрочности представлены на примере последней проведенной в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» работы – испытаний топливных кассет второго поколения реактора ВВЭР-440.

В результате испытаний был определен запас вибропрочности топливных кассет реактора ВВЭР-440. Критический уровень, при котором начинается процесс фреттинг-износа оболочки ТВЭЛов, в 5,3-5,6 раза превысил уровень ускорений при теплогидравлических параметрах теплоносителя, близких к параметрам первого контура реактора.

В результате проведенных за последнее время в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» исследований по обоснованию вибрационной прочности тепловыделяющих сборок различных конструкций была разработана инженерная методика, позволяющая оценивать стойкость ТВС новых конструкций к фреттинг-износу.

Данная методика применена для обоснования вибропрочности трех различных конструкций ТВС, а также трубных пучков теплообменных аппаратов.

Ключевые слова: реактор, тепловыделяющая сборка, ТВЭЛ, дистанционирующая решетка, вибропрочность, фреттинг-износ.

АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТЫ РЕАКТОРА ВК-50 В СОРОК СЕДЬМУЮ КАМПАНИЮ

М.В. Маркелов¹, Е.Г. Бреусова¹, Е.В. Синявина¹, А.А. Скрыбин^{1, 2}

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

В докладе представлена информация о научно-методическом и расчетно-экспериментальном сопровождении эксплуатации исследовательского реактора ВК-50 в течение 47-й кампании (02.09.2018-27.06.2019 г.). Продолжительность кампании составила 268 календарных суток. На номинальном уровне мощности реактор работал 177 календарных суток.

Основными направлениями исследований являются:

– определение нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик в начале кампании и на ее протяжении (пусковые эксперименты после перегрузки активной зоны, измерение полей энерговыделения методом активации медных проволочных индикаторов (МПИ), определение показателя нейтронно-физической устойчивости реактора);

– формирование загрузки активной зоны ИР ВК-50 на следующую кампанию и расчетно-экспериментальное обоснование ее соответствия требованиям ядерной безопасности, теплотехнической надежности и длительности кампании.

Для повышения эффективности использования реактора ВК-50, обеспечения требований безопасности и выполнения плана по энерговыработке необходимо проводить систематический анализ эксплуатационных характеристик. Результаты анализа требуются для обоснования выбора компоновки активной зоны перед каждой кампанией, обоснования безопасности реактора и выявления проблемных вопросов.

По результатам пусковых экспериментов максимальную эффективность, определенную при одиночном подъеме, имела группа РО РР-7. Максимальная скорость введения положительной реактивности для данного органа регулирования не превышает $0,054 \beta_{эфф}/с$, а максимальная эффективность РО РР при перемещении на один шаг составляет $0,27 \beta_{эфф}$ что не превышает соответствующих паспортных данных ИР ВК-50 и удовлетворяет требованиям ядерной безопасности НП-009-17.

В процессе работы кипящего корпусного реактора постепенно уменьшается изначально высокий запас нейтронно-физической устойчивости. Как правило, к середине кампании реактора возникают колебания нейтронной мощности с частотой порядка 1 Гц. В этом случае говорят о нейтронно-физической неустойчивости активной зоны реактора ВК-50. Нейтронно-физическая устойчивость реактора ВК-50 коррелирует с показателем затухания автокорреляционной функции флуктуаций нейтронного потока. Предел безопасной работы реактора ВК-50 по показателю устойчивости составляет $0,2 с^{-1}$.

В течение кампании проводятся запись значений тока ионизационной камеры, обработка данных, анализ полученных результатов и оценка запаса устойчивости.

В 47-й кампании не потребовалось проведение эксперимента по повышению устойчивости расширенной активной зоны. Это обусловлено тем, что при достижении минимально допустимого показателя устойчивости $\gamma=0,2 с^{-1}$ (~220 сутки работы реактора) перешли к постепенному снижению тепловой мощности реактора, что привело к росту значений показателя устойчивости.

Важнейшей характеристикой, меняющейся на протяжении кампании реактора, является распределение энерговыделения по объему активной зоны, которое влияет на безопасную работу реакторной установки. По результатам измерений относительного распределения плотности потока нейтронов, с использованием замеров теплотехнических параметров, восстанавливают распределение энерговыделения по объему активной зоны реактора. Измерение распределения плотности потока нейтронов по объему активной зоны проводится методом активации МПИ в «сухих» каналах реактора по метрологически аттестованной методике и позволяет определить мощность ТВС, максималь-

ное энерговыделение в ТВС, максимальные линейные нагрузки на твэлы. Расчетная оценка распределения энерговыделения проводится по верифицированному программному коду БИПР-К.

Показателем теплотехнической надежности ТВС активной зоны реактора, является непревышение предельного значения максимального локального энерговыделения в твэлах ТВС. Данный предел определен техническими условиями на ТВС и составляет 330 Вт/см. По результатам расчетного и экспериментального определения поля энерговыделения реактора в течение кампании максимальные линейные тепловые нагрузки с учетом погрешности, как для рабочих ТВС, так и для РО РР, не превышали эксплуатационного предела.

В результате проведенных исследований было показано, что как в процессе пуска реактора ВК-50, так и в течение всей 47-й кампании не было нарушений требований ядерной безопасности и теплотехнической надежности активной зоны.

РАЗРАБОТКА ТЕХНИЧЕСКОГО РЕШЕНИЯ ПО ЦИФРОВОМУ СОПРОВОЖДЕНИЮ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДОВ ФОТОГРАММЕТРИИ

Н.Ю. Кириак

ЧУ «ИТЦП "Прорыв"», г. Москва

При реализации больших проектов и строительстве крупных объектов на этапе их разработки создаются чертежи и 3D-модели этих объектов. В частности, модели зданий, оборудования и компоновки оборудования внутри зданий. Затем, при строительстве и наполнении помещений, могут происходить различные отклонения от проекта. Чтобы вовремя выявлять такие отклонения, целесообразно систематически сверять текущее положение объектов строительства с проектными моделями, независимо от строительных и монтажных организаций. Таким образом, была поставлена задача - разработать решение, которое бы позволило оперативно отслеживать и вовремя выявлять коллизии. Решение должно быть экономичным и не должно требовать привлечения больших человеческих ресурсов для его внедрения и последующего использования. Полностью заменить лазерное сканирование целью не ставится, поэтому приемлемой можно считать точность порядка нескольких см. В качестве основы был выбран метод фотограмметрии.

Фотограмметрия - научно-техническая дисциплина, занимающаяся определением формы, размеров, положения и иных характеристик объектов по их фотоизображениям. Области применения ее различны: архитектура, реставрация зданий, строительство, создание моделей рельефов, и даже воссоздание виртуальной реальности.

Подобный опыт применяется в строительстве для получения трехмерных моделей зданий в кратчайшие сроки. Здания фотографируют снаружи с БПЛА (беспилотных летательных аппаратов), а полученные по фотографиям модели

используют для выставочных стендов, голографических моделей, 3D-печати, а также для сравнения с проектными моделями.

SfM – structure from motion (структура из движения) – является методом формирования трехмерных структур из двумерного изображения (рисунок 1).

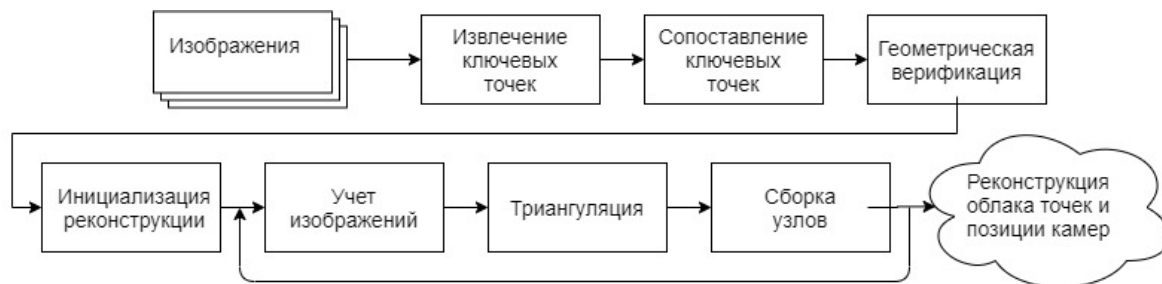


Рисунок 1 – SfM-конвейер

Основной алгоритм состоит из считывания изображений, извлечения особых точек (опорных, ключевых), дальнейшее сопоставление особых точек, вычисление пространственных координат каждой точки, чтобы затем построить плотное облако точек. Особые точки – это локальные особенности. Процесс поиска особых точек осуществляется с помощью детектора. Детектор – метод извлечения особых точек изображения. Дескриптор – это описание особой точки, определяющее особенности её окрестности, представляет собой числовой или бинарный вектор определенных параметров. Самое важное, что должен обеспечивать дескриптор – инвариантность нахождения соответствия между особыми точками относительно преобразований изображений (поворот, яркость, масштабирование изображения).

Сопоставив дескрипторы, можно найти одинаковые точки разных изображений. Когда алгоритм переберет все изображения и соотнесет все ключевые точки между собой, то получится достаточно плотный граф, вершины которого – изображения, а ребра – это связь между соответственными изображениями.

Далее идет итерационный процесс: выбирается пара изображений, рассчитываются поворот и положение камер, определяются пространственные координаты новых и новых точек, которые добавляются к 3D-реконструкции. В конце минимизируются накопившиеся ошибки, чаще всего методом наименьших квадратов для нелинейного случая.

Поскольку задача ставилась в ПН Прорыв, то наиболее актуален на данный момент мониторинг монтажа оборудования внутри помещений, а не строительства здания снаружи. Отработка методики решения задачи велась внутри помещения. Была произведена фотосъемка помещения, по полученным изображениям были вычислены положения камер и опорных точек, и построено плотное облако точек. Из модели облака точек была построена полигональная модель, с наложением текстур, как на рисунке 2.

Опыт проводился на реальном помещении, заставленном техникой и мебелью. Так как никакой проектной модели этого помещения не было, то были проведены замеры, сделан чертеж и 3D-модель на их основе. Эта 3D-модель рассматривалась в дальнейшем в качестве проектной.



Рисунок 2 – Полигональная модель помещения

После чего, проектная модель была совмещена с полигональной, полученной в результате фотограмметрии. На рисунке 3 показан пример такого совмещения и видны расхождения между «эталонной» моделью и реальным наполнением помещения.

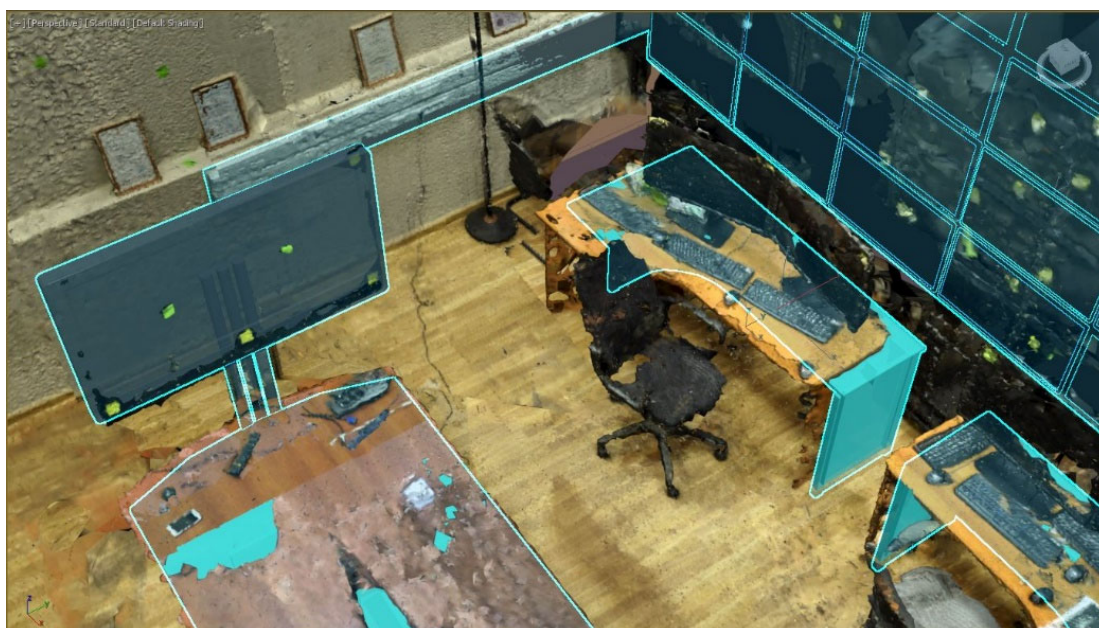


Рисунок 3 – Результат совмещения проектной и фотограмметрической модели

Благодаря большому количеству проб и ошибок, были выведены некоторые правила для проведения качественной съемки помещений. Кроме этого, для фотографирования больших однотонных или бликующих поверхностей (которые представляют проблему для алгоритмов фотограмметрии), был применен метод наклеивания «флажков» или «стикеров».

В результате работы было оценено и предложено техническое решение задачи, включая оценку трудозатрат и стоимости.

Подводя итоги, отметим преимущества метода: экономичность, возможность периодического создания 3D-реконструкций с целью мониторинга изменений, в качестве средства фотографирования можно использовать даже мобильный телефон. Из недостатков: сложность создания моделей прозрачных и бликующих поверхностей, количество фотографий влияет на качество реконструкции (чем больше, тем лучше), но и на время создания реконструкции, точность фотограмметрии уступает лазерному лидару, но не претендует на его полную замену. Данная методика может быть применима для оперативного контроля за строительством и монтажом. Решение достаточно экономичное и не требует больших человеческих ресурсов. Полученная с помощью фотограмметрии модель может импортироваться в разное ПО для анализа, обработки, измерений, а также хранить историю монтажа и строительства.

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ ИНЖЕНЕРНОГО БАРЬЕРА С ПРИНЦИПОМ ВЛОЖЕННОСТИ ДЛЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ III И IV КЛАССА ПУТЁМ ПОСТРОЕНИЯ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ МИГРАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ

С.В. Рогожкин, В.В. Калыгин, В.А. Узиков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Актуальность работы обусловлена созданием унифицированного метода захоронения РАО средней и низкой активности в приповерхностных могильниках, путем отказа от невозвратно защитных контейнеров и распределение отходов, создавая из них инженерные барьеры.

Цель работы: оценка безопасности инженерного барьера (*); показать, что влияние вертикальной диффузии процесса конвективного переноса радионуклидов в инженерном барьере играет определяющую роль в процессе распространения радионуклидов.

Методы исследования: моделирование ситуаций распространения радиоактивных веществ.

Суть предлагаемого подхода к обращению с САО и НАО заключается в отказе от НЗК, переходу на транспортируемые в защитных контейнерах блоки цементного компаунда, окружённые несколькими слоями барьеров из глины, стекла и стали. Для расчета было принято, что блок, предназначенный для захоронения, имеет габариты 1 000×1 000×300. Покрытие блока состоит из слоя стали (4 мм), слоя стекла (10 мм), покрытого бентонитовой глиной (10 мм с каждой стороны). Перед размещением блока, на нижний ряд блоков укладывают слой бентонитовых глин (10 мм), стекла (5 мм) и второй слой глин (10 мм) (рисунок 1). Данная конструкция позволяет создать ячейку инженерного барьера, которая несет в себе так же свойства гидроизоляции для цементного блока.

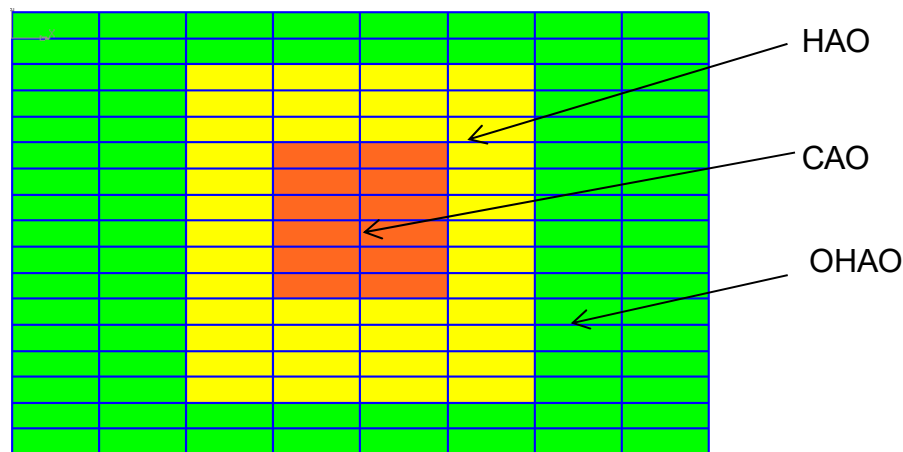


Рисунок 1. Схема инженерного барьера в пункте захоронения: САО – среднеактивные отходы, НАО – низкоактивные отходы, ОНАО – очень низкоактивные отходы

Для диффузионного процесса в бетоне объёмную активность радиоактивных веществ в момент времени t на расстоянии x описывают выражением:

$$c(x, t) = c_0 \cdot \operatorname{erfc} \left(\frac{x}{2\sqrt{D_s \cdot t}} \right) \cdot e^{-\lambda \cdot t} \quad (1)$$

где x – расстояние от источника, м; t – время, с; $\operatorname{erfc}(x)$ - функция ошибок (функция Лапласа или интеграл вероятности); c_0 – объёмная активность радиоактивных веществ в произвольный момент времени на расстоянии x от источника, Бк/м³; D_s – коэффициент диффузии, м²/с; λ – постоянная радиоактивного распада, с⁻¹.

Миграцию радиоактивных веществ в бентоните с учетом их сорбции и радиоактивного распада описывают следующим уравнением:

$$R_t \cdot \frac{dc(x,t)}{dt} = D_s \cdot \frac{d^2c(x,t)}{dx^2} - v \cdot \frac{dc(x,t)}{dx} - \lambda \cdot R_t \cdot c(x, t) \quad (2)$$

где R_t – коэффициент торможения вещества, отн. ед.; v – скорость фильтрации, м/с.

Коэффициент торможения вещества рассчитывают по формуле:

$$R_t = 1 + \frac{\rho \cdot k_d}{n} \quad (3)$$

где ρ – плотность вмещающей породы, кг / м³; k_d – коэффициент распределения радиоактивных веществ между твердой и жидкой фазой, м³/кг; n – общая пористость грунта, отн. ед.

Решение данного уравнения (2) с начальным условием $c(x, t)=0$ и граничными условиями $c(0,t) = c_0$ и $c(\infty,t) = 0$ имеет следующий вид:

$$c(x, t) = \frac{c_0}{2} \cdot \operatorname{erfc} \left(\frac{x \cdot R_t - v \cdot t}{2 \cdot \sqrt{R_t \cdot D_s \cdot t}} \right) \cdot e^{-\lambda \cdot t} \quad (4)$$

На примере состава отходов, удаляемых в подземные хранилища полигона «Северный» (таблица 1), определяем миграцию.

В таблицах 4 и 5 представлены значения миграции в ячейках инженерного барьера в зависимости от времени, а также соответствующее уменьшение активности радионуклидов для блоков с САО и НАО.

Таблица 1 – **Расчётные значения активности для блока с САО**

Радио-нуклиды	Активность, Бк/кг	Период полураспада, с	Постоянная радиоактивного распада, с ⁻¹
Sr-90	1 800 000	29,12	$1,83627 \cdot 10^{-8}$
Cs-137	1 480 000 000	30,17	$1,77236 \cdot 10^{-8}$
Ce-144	370 000 000	0,791369444	$6,75692 \cdot 10^{-7}$
Ru-106	3 700	1	$5,34722 \cdot 10^{-7}$
Pu-239	736 000	30 000	$1,78241 \cdot 10^{-11}$
Сумма	1 850 739 700 Бк/кг		

Таблица 2 – **Значения, принятые для расчета коэффициента замедления и сорбции**

Расчетная величина	Значение
Плотность, кг/м ³	1 100
Коэффициент распределения, м ³ /кг	0,15
Общая пористость, отн. ед.	0,8
Коэффициент фильтрации, м/с	$5 \cdot 10^{-11}$

Таблица 3 – **Значения коэффициентов диффузии**

Обозначение	Коэффициент диффузии, Cs-137, м ² /с	Коэффициент диффузии, Sr-90, м ² /с	Коэффициент диффузии, Pu-239, м ² /с	Материал
D _{s1}	$7,71605 \cdot 10^{-8}$	$3,17 \cdot 10^{-14}$	$6,42 \cdot 10^{-15}$	бетон
D _{s2}	$2,08333 \cdot 10^{-11}$	$1,09 \cdot 10^{-13}$	$1,26 \cdot 10^{-15}$	глина

Из таблицы 4 видно, что для прохождения радионуклидами первого блока потребуется 240 лет. Радионуклиды, вносящие основной вклад в активность, распадутся через 752 года, не покинув инженерный барьер, пройдя три блока. В основном, задержавшись в бентонитовых глинах, за счет сорбции. Остаточный вклад в активность вносят трансурановые изотопы плутония.

Таблица 4 – **Миграция в ячейках инженерного барьера, зависимость активности от времени для блоков с САО**

Расстояние, пройденное радионуклидами, м	Время, г	Активность, Бк/кг
0	0	$18 \cdot 10^8$
0,268	0,7	$16 \cdot 10^8$
0,278	37	$4,3 \cdot 10^8$
0,288	91	$8,1 \cdot 10^5$
0,308	240	$9,2 \cdot 10^3$
Прохождение трёх ячеек без учета трансурановых изотопов		
1,28	752	0,056

Таблица 5 – Миграция в ячейках инженерного барьера, зависимость активности от времени для блоков с НАО

Расстояние, пройденное радионуклидами, м	Время, г	Активность, Бк/кг
0	0	$15 \cdot 10^6$
0,268	0,7	$14 \cdot 10^6$
0,278	37	$4,1 \cdot 10^5$
0,288	91	$9,3 \cdot 10^4$
0,308	240	$1,9 \cdot 10^3$
Прохождение двух ячеек		
0,616	463	

Для НАО радионуклиды распадаются через 463 года, поэтому, в дальнейших расчетах, миграция рассмотрена как прохождение оставшихся изотопов через инженерные барьеры со сложением по активностям. В расчете было принято, что в стекле были трещины заполненные бентонитом как наихудшее событие.

Таблица 6 – Результаты миграции через 10 ячеек инженерного барьера и буферного ограждения

Расстояние от источника, м	Время, г	Активность, Бк/кг
3,24	1 081	2 172
1	3 703	<1

Миграция через одну ячейку инженерного барьера составит 240 лет. Прохождение оставшихся 10 ячеек инженерного барьера, с учетом деградации стали, бетона, и площадью трещин, равной 30% от всей площади стекла, составит 1 320 лет. Прохождение через буферный слой бентонита 3 703 года. Общее время миграции до выхода из пункта.

Предложенная модель миграции использована для оценки диффузии и фильтрации радионуклидов в инженерном барьере. Использование многобарьерной защиты является оптимальным по безопасности вариантом научно обоснованного и технически доступного решения проблемы размещения низко- и средне-активных РАО в пункте захоронения.

АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ТОПЛИВОМ РЕАКТОРА СМ

Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одна из ключевых задач обеспечения безопасности реакторных установок – выполнение требований ядерной безопасности (ЯБ) при обращении с ядерным топливом (ЯТ) вне реактора, в отсутствие аварийной защиты. Основным критерием обеспечения ЯБ при хранении и транспортировании ЯТ является непревышение эффективным коэффициентом размножения нейтронов $K_{эфф}$ для системы

с ЯТ величины 0,95 как при нормальной эксплуатации, так и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии с изменением плотности замедлителя нейтронов (в частности, воды) [1]. Это требование распространяется на процедуры обращения, как со «свежим», так и с отработавшим ЯТ. Для анализа ЯБ были использованы результаты расчётов $K_{эфф}$, полученные с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A [2]. Анализ выполнен на современном уровне в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности исследовательских ядерных установок (ИЯУ) [1,3].

Хранение необлученных ТВС РУ СМ-3 [4] осуществляется в трех типах хранилищ «свежего» топлива: постоянное хранилище, промежуточное и внутриреакторное. Для проведения анализа ЯБ постоянного хранилища «свежих» ТВС была смоделирована консервативная система, состоящая из бесконечного количества стеллажей, на которых хранят необлученные ТВС РУ СМ-3. Стеллажи в расчетах располагали в штатных позициях, внутри каждой ячейки стеллажа задавали по одной ТВС. Расчетные модели промежуточного и внутриреакторного хранилища максимально приближены к их реальной геометрии. Расчеты хранилищ были выполнены как для воздушной среды, так и для заполнения хранилищ водой различной плотности. Максимальное значение $K_{эфф}$ для рассматриваемых хранилищ не превысило величину 0,90. При анализе ЯБ хранилищ рассматривали аварийное смещение ТВС, расположенных на стеллажах постоянного хранилища, а также ошибочное размещение дополнительной ТВС вплотную к ячейкам хранилища.

Далее анализировали безопасность хранения облученных ТВС. ОТВС РУ СМ-3 хранят в бассейнах выдержки (БВ) в кассетах. Для оценки подкритичности БВ реактора СМ-3, полностью загруженных кассетами с ОТВС, была смоделирована система с бесконечным количеством кассет, расположенных в штатных позициях. Такая система является консервативной моделью реального размещения кассет в БВ. В расчетах учитывали изменение плотности воды как в БВ, так и внутри кассет и ТВС. Также рассматривали аварийное смещение кассет со своих штатных позиций в результате аварийных ситуаций. Максимальное значение $K_{эфф}$ при хранении ОТВС в БВ не превысило 0,87.

В настоящее время реактор СМ-3 находится в процессе модернизации. После ее завершения в активную зону реактора будут загружены ОТВС из БВ. Перед загрузкой ОТВС необходимо разместить их в корпусе реактора вне активной зоны. Семнадцать ОТВС будут размещены в ячейках внутриреакторного хранилища, а остальные одиннадцать ОТВС – в определенных каналах отражателя. При этом ТВС будет погружена в канал на высоту хвостовика, а квадратный кожух ТВС будет расположен над каналом. Поскольку ранее подобным образом ТВС не размещали, то необходимо было провести анализ ЯБ для данного случая. Для анализа была смоделирована система, в которой ОТВС располагали в соответствии с планируемой схемой расстановки. Все ТВС в расчетах консервативно располагали на одном уровне по высоте. Расчеты проводили для различной комбинации среды (воздух, вода различной плотности) внутри и вне ТВС. Рассматривали ошибочное размещение дополнительной ТВС вплотную к уже расставленным ТВС. В итоге, проанализировав получившиеся результаты, было доказано, что предложенный вариант размещения ОТВС является безопасным.

После временной выдержки ОТВС РУ СМ-3 используют в качестве топлива в реакторах РБТ-6 и РБТ-10 [4], а затем отправляют в центральное хранилище ОЯТ АО «ГНЦ НИИАР» для дальнейшего хранения. Поскольку ОТВС в бассейнах реакторов РБТ хранят в кассетах на большом удалении друг от друга, то консервативной оценкой хранения кассет являются результаты расчетов, полученные для одиночной кассеты. При этом максимальное значение $K_{эфф}$ не превысит 0,80.

При анализе было рассмотрено транспортирование ОТВС по зданию РУ СМ-3 и РБТ, транспортирование между зданиями, а также транспортирование в центральное хранилище ОЯТ. В расчетах рассматривали как нормальные условия транспортирования, так и аварийное заполнение контейнеров водой различной плотности, падение ТВС при их транспортировании. В случае падения кассет предполагали возможным высыпание ТВС из них. Упавшие ТВС располагали различным образом и определяли их положения, при которых достигаются максимальные значения $K_{эфф}$.

Безопасность транспортирования необлученных ТВС в транспортных упаковочных комплектах ТУК подтверждена заключением ОЯБ ФЭИ. В заключении указан порядок размещения ТУК при транспортировании по территории института, а также допустимое количество перевозимых ТУК.

По результатам нейтронно-физических расчетов было доказано, что ядерная безопасность при хранении и транспортировании необлученного и отработавшего ядерного топлива реакторной установки СМ-3 обеспечивается как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях, связанных с изменением плотности замедлителя в хранилище «свежих» ТВС и БВ, нарушением порядка размещения изделий, падением изделий из-за ошибок персонала или внешних воздействий.

Подтверждена безопасность предложенной схемы загрузки ОТВС в активную зону реактора после завершения модернизации.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 УРАНОПЛУТОНИЕВЫМ ТОПЛИВОМ РЕМИКС-Е

Н.В. Ковалев, А.М. Прокошин, В.А. Яковлев,
Н.М. Сидоров, Е.И. Холупенко, А.С. Кудинов

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург

Проведены оценочные нейтронно-физические расчеты загрузки активной зоны реактора на тепловых нейтронах и исследована возможность использования уран-плутониевого топлива РЕМИКС-Е (смесь природного урана и энергетического плутония 1 – 5 %) в существующих реакторах ВВЭР-1000. Разработана расчетная 3D-модель активной зоны энергоблока (рисунок 1) с помощью прецизионного кода Serpent реализующего метод Монте-Карло [1] и исследованы основные нейтронно-физические характеристики (НФХ). В расчетной модели

реализована функция перегрузок и перестановок ТВС. Все ТВС разбиты на 16 выгорающих зон по высоте.

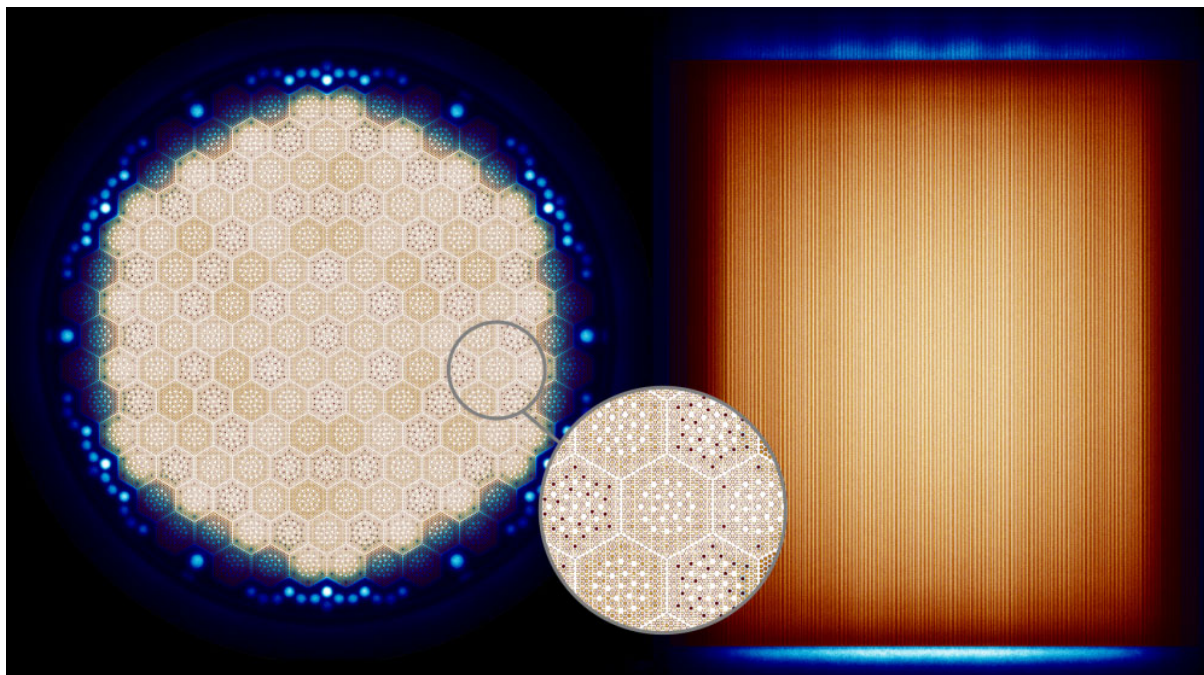


Рисунок 1 – Относительная скорость деления (горячие оттенки) и тепловой поток нейтронов (холодные оттенки)

Проведена верификация расчетной модели на урановой загрузке. Сравнение нейтронно-физических характеристик проводилось с 24 топливной кампанией блока №3 Балаковской АЭС [2]. Результаты основных нейтронно-физических характеристик показали хорошее соответствие с референсными значениями, модель может использоваться для оценки НФХ загрузок других типов топлива в активной зоне реактора ВВЭР-1000.

Оценка нейтронно-физических характеристик U-Pu топливной загрузки проводилась путем замены состава топлива урановых ТВС на уран-плутониевый (1-5%Pu) состав равного эффективного обогащения [3]. Состав твэлов в ТВС всех типов изменен, состав твэгов – не менялся.

Топливная загрузка, сформированная из топлива, в составе которого содержится плутоний, отличается от загрузки с урановым топливом. Это связано с различными нейтронно-физическими параметрами самого урана и плутония – сечениями деления и поглощения, количеством испускаемых нейтронов на акт деления и поглощения, массовым распределением осколков деления и, соответственно, долей запаздывающих нейтронов, временем жизни мгновенных нейтронов. Нечетные изотопы плутония, ^{239}Pu и ^{241}Pu , отличаются большими, по сравнению с ^{235}U , сечениями деления и поглощения нейтронов в тепловой области энергии, а также наличием сильного резонансного пика в тепловой области энергий. В результате, чем больше плутония в активной зоне, тем сильнее меняется спектр нейтронов в активной зоне. Результаты расчетов основных НФХ на начало (НТК) и конец (КТК) топливной кампании приведены в таблице 1.

Таблица 1 – НФХ урановой и плутониевых (1-5%) загрузок активной зоны ВВЭР-1000

Наименование характеристики	UO ₂	1% Pu	2% Pu	3% Pu	4% Pu	5% Pu
Длительность кампании, эфф. сут.	504					
1. Выгорание выгружаемого топлива, МВт·сут/кгТМ:						
– среднее	50,7	50,7	50,7	50,7	50,7	50,7
– максимальное по ТВС	57,4	56,3	57,0	57,7	58,2	58,4
2. Коэффициенты неравномерности						
– максимальная относительная аксиальная мощность активной зоны, отн.	1,30	1,28	1,30	1,30	1,32	1,31
– максимальная относительная мощность ТВС	1,37	1,40	1,40	1,39	1,37	1,36
– максимальная относительная мощность твэла	1,54	1,72	1,72	1,70	1,67	1,65
– максимальная относительная мощность твэга	1,24	1,13	1,04	0,97	0,91	0,88
– максимальная относительная объемная мощность	1,84	1,82	1,86	1,85	1,85	1,81
– максимальное значение линейной тепловой нагрузки твэла, Вт/см	337	369	380	374	382	374
– максимальное значение линейной тепловой нагрузки твэга, Вт/см	308	290	300	294	292	290
3. Эффективная доля запаздывающих нейтронов, номинальная мощность, %:						
– НТК	0,63	0,57	0,54	0,51	0,49	0,47
– КТК	0,53	0,53	0,51	0,50	0,49	0,47
4. Время жизни мгновенных нейтронов, номинальная мощность, мкс:						
– НТК	15,1	12,4	10,3	8,85	7,76	6,92
– КТК	19,7	16,7	14,2	12,2	10,7	9,56
5. Концентрация борной кислоты, г/кг:						
– критическая на номинальной мощности, отравление стационарное	8,6	8,2	9,0	10,0	10,9	12,1
– критическая на номинальной мощности	11,0	11,0	11,5	11,9	12,3	12,7
– «холодное состояние», подкритичность 2%	12,9	13,4	14,1	14,7	15,3	15,8
6. Коэффициент реактивности по температуре топлива, номинальная мощность, 10⁻⁵/°C:						
– НТК	-2,55	-2,94	-2,97	-3,00	-3,00	-2,96
– КТК	-2,99	-3,17	-3,20	-3,24	-3,25	-3,23
7. Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя (с учетом изменения его плотности), номинальная мощность, 10⁻⁵/°C:						
– НТК	-20,1	-28,4	-30,5	-31,0	-29,2	-27,1
– КТК	-62,4	-65,6	-66,5	-66,4	-64,7	-63,0
8. Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя, номинальная мощность, 10⁻²/(г/см³):						
– НТК	10,6	15,0	16,2	16,2	15,4	14,3
– КТК	32,3	33,6	33,8	33,4	32,5	31,4
9. Коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты, номинальная мощность, 10⁻²/(г/кг):						
– НТК	-1,08	-0,88	-0,75	-0,65	-0,58	-0,52
– КТК	-1,40	-1,20	-1,02	-0,89	-0,78	-0,70
10. Эффективность рабочей группы ПС СУЗ, %						
– НТК	0,73	0,83	0,78	0,75	0,70	0,67
– КТК	0,62	0,60	0,60	0,61	0,62	0,62
11. Эффективность аварийной защиты при застревании в верхнем положении наиболее эффективного ОР СУЗ, %:						
– НТК	5,76	5,18	4,99	4,85	4,73	4,61
– КТК	5,41	5,27	5,18	4,98	4,79	4,60

Расчеты показали, что среднее время жизни поколения мгновенных нейтронов для U-Pu загрузки уменьшается, в связи с наличием резонансного пика у ^{239}Pu и ^{241}Pu в тепловой области. С изменением содержания осколков деления изменяется доля запаздывающих нейтронов. Она уменьшается при увеличении содержания плутония. В связи с этим наблюдается падение эффективности аварийной защиты, но в пределах проектных ограничений.

Спектр уран-плутониевого топлива более жесткий и содержит меньшее количество тепловых нейтронов. Так выгорающие поглотители с гадолинием начинают плохо выполнять свою функцию по снижению запаса реактивности в начале кампании, из-за чего необходимо увеличение концентрации борной кислоты. При концентрации плутония в топливе, равном 1-2% еще наблюдается влияние гадолиния. Но при дальнейшем увеличении содержания плутония, его влияние становится незначительным.

Температурные коэффициенты реактивности в уран-плутониевой загрузке более отрицательные, чем при урановой загрузке. Коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты менее отрицательный, но сохраняет свой знак.

В результате проведенной оценки нейтронно-физических характеристик можно сделать предварительный вывод, что основные характеристики меняются незначительно при уран-плутониевой (1-5%Pu) загрузке и проектном режиме работы реактора.

АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ХРАНЕНИИ УПАКОВОК С РАЗЛИЧНЫМИ ТИПАМИ ЯДЕРНЫХ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ В РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ КАМЕРАХ

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Постоянное и временное хранение упаковок, в которых находятся ядерные делящиеся материалы (ЯДМ), требует проведения тщательного анализа ядерной безопасности. Необходимо определить такое количество ЯДМ, размещаемое в месте хранения, чтобы эффективный коэффициент размножения нейтронов ($K_{эфф}$) не превышал величины 0,95 при нормальных условиях эксплуатации и 0,98 в случаях постулируемых аварийных ситуаций. К таковым относятся: смещение упаковок со штатных позиций, затопление помещения водой, просыпание ЯДМ из упаковки и другие. Кроме того, согласно п.5.1.4 [1], при анализе ядерной безопасности необходимо учитывать такое количество, плотность и распределение замедлителя нейтронов, в частности воды, при которых достигается наибольшее значение $K_{эфф}$.

В данной работе был проведен анализ и обоснование ядерной безопасности размещения упаковок с различными типами ЯДМ внутри радиационно-защитной камеры, где ранее подобная операция не производилась. Основная сложность данной работы заключалась в том, что в камере планируется размещать большое

количество типов ЯДМ в различных емкостях (контейнеры, пробирки), следовательно, необходимо определить такое количество и расположение емкостей с ЯДМ, при котором $K_{эфф}$ не будет выходить за рамки допустимых значений как при нормальных условиях, так и в случае аварийных ситуаций.

При проведении анализа ядерной безопасности были использованы результаты расчетов значений $K_{эфф}$, полученные в ходе работы аттестованной Ростехнадзором программы MSU-RFFI/A [2]. Анализ безопасности при нормальной эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях был выполнен в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов в области использования атомной энергии [3,4]. По результатам нейтронно-физических расчетов установлены количественные и геометрические ограничения для обеспечения ядерной безопасности.

Изначально были проведены расчеты, в ходе которых определялось максимальное количество упаковок с одним типом ЯДМ, расположенных вплотную друг к другу в узлах треугольной решетки, при котором $K_{эфф}$ не будет превышать величину 0,98. Затем получившееся количество упаковок располагали при различном шаге в узлах треугольной решетки и также определили количество упаковок, когда $K_{эфф}$ не будет превышать 0,98. Таким образом, было получено максимальное количество емкостей с одним типом ЯДМ, которое можно располагать в камере с любым шагом. В случае, когда в камере одновременно располагаются упаковки с различными типами ЯДМ, ограничения на их количество накладываются по «наихудшему» типу ЯДМ.

Также в камере планируется размещать контейнеры с твэлами, которые будут располагаться горизонтально в один слой по высоте. Для данного типа контейнеров были произведены расчеты по определению зависимости $K_{эфф}$ от количества твэлов внутри контейнера. В результате, было получено, что при полностью заполненном контейнере достигается наибольшее значение $K_{эфф}$. Далее были проведены расчеты по определению максимального количества контейнеров, которое можно расположить в камере в один слой по высоте. В результате было получено, что максимальное количество контейнеров ограничивается лишь размерами камеры, поскольку даже при моделировании слоя, состоящего из бесконечного числа контейнеров, $K_{эфф}$ не превышает величины 0,98.

Очистка воздуха в камере производится на специальных фильтрах, которые имеют свою норму накопления ЯДМ. Для данного типа оборудования были проведены расчеты по определению величины $K_{эфф}$ в зависимости от объема, занимаемого ЯДМ в фильтре. В ходе расчетов, ЯДМ задавался в виде сферы, затем в виде равновеликого цилиндра и, в конце, в виде слоя, таким образом, была смоделирована неравномерность накопления ЯДМ внутри фильтра. Также была рассмотрена аварийная ситуация, связанная с нарушением периодичности замены фильтра, тогда в нем задавалась двойная норма накопления ЯДМ.

Во время хранения разных типов упаковок с ЯДМ в камере, возможна такая ситуация, что они сместятся со своих штатных позиций и будут располагаться вплотную друг к другу. По результатам расчетов было получено, что даже при самом наихудшем варианте расположения емкостей с ЯДМ, $K_{эфф}$ не будет превышать 0,98, что удовлетворяет одному из основных требований ядерной безопасности.

Основным итогом данной работы является то, что была доказана ядерная безопасность размещения упаковок с ЯДМ в радиационно-защитной камере, а также установлены количественные и геометрические ограничения на их расположение. Все полученные, в ходе расчетов, результаты полностью удовлетворяют требованиям правил ядерной безопасности и не выходят за рамки допустимых величин при нормальных условиях эксплуатации, а также при рассмотренных аварийных ситуациях.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВЕРОЯТНОСТИ СУЩЕСТВОВАНИЯ ДЕФЕКТА С РАЗМЕРОМ, ПРЕВЫШАЮЩИМ ДОПУСКАЕМОЕ ЗНАЧЕНИЕ, НА ПРИМЕРЕ КОРПУСА РЕАКТОРА

Д.А. Кузьмин, М.В. Верташенюк

АО «ВНИИАЭС», г. Москва

Одной из основных характеристик качества неразрушающего контроля является выявляемость дефектов. Выявляемость дефектов – это вероятность обнаружения дефектов с заданными характеристиками. Если не было пропущено дефектов в эксплуатацию, то можно гарантировать надежную работу объекта до следующего планового контроля.

При проведении контроля всегда имеется конечная вероятность при контроле пропустить дефект, который может повлиять на безопасность. В связи с этим можно утверждать, что после изготовления, контроля и ремонта в конструкциях еще могут оставаться не выявленные дефекты. Совокупность оставшихся после контроля и ремонта дефектов в изделии определяет остаточную дефектность.

Для обоснования прочности и ресурса конструкции остаточная дефектность является важнейшей характеристикой материала. Если пропущенный дефект развивается до критических размеров, то происходит разрушение всей конструкции или её элемента, а так как информация о пропущенном дефекте отсутствует, то разрушение может произойти внезапно.

В работе представлены основные положения метода определения вероятности существования дефекта с размером, превышающим допускаемое значение, на примере корпуса реактора. Методика основана на остаточной дефектности и учитывает требования в части необходимого объема обнаружения несплошностей. Впервые определена зависимость коэффициента β , учитывающего влияние человеческого фактора, приборно-методических недостатков или сложности доступа к месту контроля, от толщины стенки S , чувствительности прибора при контроле a_0 и выявляемости дефектов P , выраженной в долях единицы,

$$\beta = \frac{1}{S-a_0} \left(W \left(-\frac{1}{(1-P)} e^{-\frac{1}{(1-P)}} \right) + \frac{1}{(1-P)} \right),$$

где $W(z)$ – W -функция Ламберта.

Учитывая требования надзорного органа к количеству обнаруженных дефектов для персонала, выполняющего неразрушающий контроль, в размере

70% или более от общего количества несплошностей размером более a_0 , определено допускаемое значение $[\beta]$

$$[\beta] \cong \frac{3,197}{S-a_0}.$$

Использование условия о допускаемом значении коэффициента $[\beta]$ позволяет снизить степень неопределённости существующих подходов по определению остаточной дефектности, уменьшив количество неизвестных параметров.

Результаты проведенной работы позволяют определить вероятность существования дефекта с размером a , превышающим допускаемое значение $[a]$,

$$P_{[a]}(a \geq [a]) = \frac{\int_{[a]}^S a^{-n} e^{-[\beta](a-a_0)} da}{\int_{a_0}^S a^{-n} e^{-[\beta](a-a_0)} da},$$

где n – коэффициент аппроксимации для обнаруженной дефектности, полученной по результатам проведения неразрушающего контроля.

Используя пример значения толщины стенки $S=150$ мм корпуса реактора ВВЭР-440; чувствительности измерения при ультразвуковом контроле $a_0=1$ мм; $[\beta] = 0,021$ мм⁻¹; $[n] = 2,585$, полученное по результатам данных неразрушающего контроля; допускаемого значения размера дефекта $[a] = 0,25S$, получим

$$P_{[a]}(a \geq 0,25S) = 8,65 \cdot 10^{-4}.$$

Разработанный новый подход позволяет получить остаточную дефектность по данным неразрушающего контроля для любого тепломеханического объекта. Вероятность остаточного дефекта может использоваться при выполнении анализа безопасности различных объектов.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАВИСИМОСТИ СОДЕРЖАНИЯ ГЕЛЬ-ФРАКЦИИ РАДИАЦИОННО-МОДИФИЦИРОВАННОГО УСКОРЕННЫМИ ЭЛЕКТРОНАМИ ПОЛИДИЦИКЛОПЕНТАДИЕНА ОТ ПОГЛОЩЁННОЙ ДОЗЫ

М.Ю. Кожанова¹, О.В. Литвиненко²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Для исследования поведения полимерного материала в поле ионизирующего излучения были наработаны образцы на базе полидициклопентадиена (ПДЦПД), синтезированного по PolyHIPE-технологии (HIPEs – High Internal Phase Emulsions) [1]. Материалы, изготовленные по технологии HIPE – это вязкие, пастообразные эмульсии, внутренняя фаза (вода) которых обычно составляет более 70% от объема эмульсии и рассеивается в виде соразмерных однородных капель внутри непрерывной внешней фазы (мономер), образуя эмульсию типа вода-в-масле, полимеризованные в дальнейшем посредством реакционно-инжекторного формования.

Для оценки воздействия ионизирующего излучения на структуру ПДЦПД необходимо определение содержания гелевой фракции в полимере. Для полуколичественного определения содержания геля в полимерах использовали следующий подход: поскольку хлороформ является подходящим растворителем для мономера, предположили, что в отсутствие каких-либо других посторонних реакций, содержание полученного геля соответствует нерастворимой части сшитого полимера [2]. Было предположено, что чем меньших размеров будут измельченные образцы, тем большая доля материала будет доступна для растворителя. Каждый образец полимера делили на три приблизительно одинаковые части, которые потом фрагментировали на кубики с размером сторон ~2 мм, ~1 мм и одну часть перемалывали до состояния порошка (~0,07 мм), трижды взвешивали образец каждого размера, вычисляли среднеарифметическое значение как результат измерения и помещали в беззольный мешочек известной массы. Затем образцы погружали на дно аппарата Сокслета [3], подсоединенного к круглодонной колбе заполненной на 2/3 объема хлороформом, снабжали обратным холодильником, и кипятили в течение 7 дней.

После кипячения мешочки вынимали, промывали горячим хлороформом и сушили в вакуумной печи при 60 °С в течение суток, а затем взвешивали. Измерения содержания геля для каждого образца проводили трижды, в качестве результата брали среднеарифметическое значение. Массовое содержание гелевой фракции в полимере определяли по формуле: $X = 100 - \frac{m_3 - m_1}{m_2 - m_1} \cdot 100$, где m_1 – масса

конвертика из фильтровальной бумаги, г, m_2 – масса конвертика из фильтровальной бумаги с навеской до испытания, г, m_3 – масса конвертика из фильтровальной бумаги с навеской после испытания, г. Результаты определения содержания золя в полимерах представлены ниже (рис. 1).

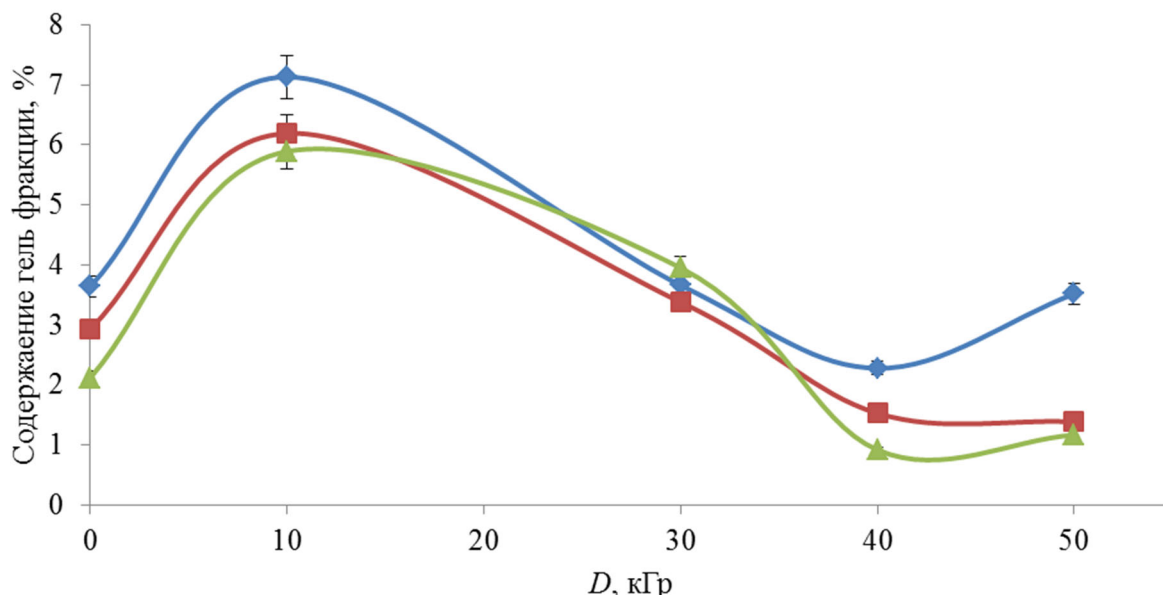


Рисунок 1. Изменение содержания гелевой фракции в зависимости от дозы (● – размер измельченного полимера – порошок (~0,07 мм), ■ – размер измельченного полимера ~1 мм, ▲ – размер измельченного полимера ~2 мм)

Видно, что при дозах в области от 0 до 10 кГр преобладают реакции деструкции, приводящие к низкому содержанию гелевой фракции. При дальнейшем повы-

шении дозы облучения интенсивность сшивки макромолекул становится выше интенсивности деструкции, что приводит к увеличению доли гель фракции. В области 30-50 кГр характер данной зависимости свидетельствует о преобладании радиационного сшивания над деструкцией и является максимальным при дозе 40 кГр, это следует из низкого процента растворенной части полимера.

Изменение содержания золь-гель фракции в зависимости от степени измельчения полимерного материала подтверждают предположение о влиянии размера фрагментации на растворение.

Содержание золь-фракции для образцов, облученных 10 и 30 кГр выше, чем для 0, 40, 50 кГр из-за снижения концентрации не связанных в трехмерную сетку молекул ПДЦПД вследствие их растворимости в хлороформе.

На основании проведенного исследования физико-механических свойств [5] радиационно-модифицированного дициклопентадиена был сделан вывод о росте зависимости содержания золь-фракции в диапазоне от 10 до 40 кГр, что может быть связано с преимуществом радиационного сшивания над деструкцией. Результаты экспериментальных данных по золь фракции коррелируют с итогами исследования изменения физико-механических свойств радиационно-модифицированного ПДЦПД.

МЕТОДИКА АНАЛИЗА ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ИССЛЕДОВАНИЙ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ЗАЩИТНЫХ КАМЕРАХ НА ПРИМЕРЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ РЕАКТОРА МБИР

А.В. Акимов, Е.С. Фрааз, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Обеспечение ядерной безопасности (ЯБ) при обращении с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), является одной из важнейших задач. Все технологические операции с ОЯТ должны быть обоснованы, а анализ ЯБ проведен в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов по ядерной безопасности [1,2]. Согласно документу [1] основным критерием обеспечения ЯБ при хранении и транспортировании ЯТ является не превышение эффективным коэффициентом размножения нейтронов $K_{эфф}$ величины 0,95 как при нормальной эксплуатации, так и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии и изменение плотности замедлителя (в частности, воды). Согласно документу [2] для отдельных единиц оборудования и нейтронно-изолированных систем оборудования значение $K_{эфф}$ не должно превышать величины 0,95 при нормальной эксплуатации, и величины 0,98 при нарушениях нормальной эксплуатации включающих исходные события. Для анализа ЯБ были использованы результаты расчётов $K_{эфф}$, полученные с использованием аттестованной Ростехнадзором программы MCU-RFFI/A [3].

В данной работе рассмотрена методика анализа ЯБ при проведении исследований основных параметров ТВЭлов РУ МБИР после их облучения, таких как герметичность, равномерность распределения топливного столба, целостность оболочки и другие. От РУ к месту проведения исследований ТВЭлы доставляются в контейнерах, предназначенных для внутриобъектовых перевозок. ТВЭлы доставленные в составе экспериментальной ТВС (ЭТВС) РУ МБИР извлекаются из нее. Исследования ТВЭлов будут проходить в цепочке радиационно-защитных камер. Для удобства перемещения ТВЭлов между камерами их устанавливают в кассы.

При проведении анализа ЯБ сначала необходимо провести расчеты одиночной упаковки, и определить при каких условиях достигаются максимальные значения $K_{эфф}$. Для удовлетворения этому требованию были проведены расчеты одиночного контейнера, предназначенного для внутриобъектовых перевозок. ТВЭлы в контейнере не имеют жёсткой фиксации и их взаимное расположение в ходе транспортировки может измениться. Поэтому предварительно расчетным путем определяли, при какой геометрии расположения ТВЭлов достигаются максимальные значения $K_{эфф}$. Далее проводили расчеты для различной комбинации среды внутри и вне контейнера, а затем, согласно [1], проводили расчеты в зависимости от плотности воды. В результате расчетов максимальное значение $K_{эфф}$ для одиночного контейнера с ТВЭлами не превысило величины 0,33 ($<0,95$).

Аналогичные расчеты были проведены для одиночной и двух касс с ТВЭлами. Касса для ТВЭлов снабжена дистанцирующей решеткой. Однако решетка расположена только в верхней части кассы и не обеспечивает вертикального размещения ТВЭлов в кассе – они могут быть расположены под углом. В расчетах учитывалось размещение двух касс на разном расстоянии друг от друга.

В радиационно-защитных камерах возможны исследования ТВЭлов других РУ. На проведение таких работ ранее было выполнено обоснование ЯБ и установлены соответствующие ограничения. Среди всех исследуемых ТВЭлов наибольшее значение $K_{эфф}$ достигались для ТВЭлов РУ БОР-60. Для нового типа ТВЭлов (в частности ТВЭлов РУ МБИР), исследования которых в этих камерах ранее не осуществлялось необходимо проведение расчетов аналогичных систем и сравнение полученных результатов. Если для новых типов ТВЭлов значения $K_{эфф}$ меньше, то для них справедливы установленные ранее ограничения. В противном случае требуется введение новых ограничений.

При сравнении результатов полученных для одиночной и двух касс с ТВЭлами РУ БОР-60 и РУ МБИР значения $K_{эфф}$ значительно больше для касс с ТВЭлами РУ БОР-60.

Были рассмотрены различные системы, моделирующие размещение ТВЭлов на столешнице камер, в приемных колодцах, хранение ТВЭлов в хранилище и на стеллаже после проведения всех исследований. Рассмотрены варианты размещения ТВЭлов на столешнице в один слой и пучком, размещения ТВЭлов пучком в приемных колодцах, определен шаг размещения ТВЭлов, при котором значение $K_{эфф}$ максимально. Для всех рассмотренных систем значение $K_{эфф}$ не превысило предельной величины при любой среде (воздух, вода различной плотности) размещения и заполнения элементов систем. Наибольшие значения $K_{эфф}$ значительно больше для систем с ТВЭлами РУ БОР-60, чем для аналогичных систем с ТВЭлами РУ МБИР.

Исследования твэлов будут проводиться в установках поштучно. Поскольку масса каждого типа твэлов не превышает 300 г, установки относятся к безопасному типу оборудования и следовательно не требуют расчетного обоснования.

При анализе ЯБ хранилищ, консервативно предполагали, что все хранилище заполнено только кассами с твэлами РУ МБИР. В соответствии с [1] были выполнены расчеты хранилищ как для нормальных условий эксплуатации (везде воздушная среда), так и для аварийного заполнения водой различной плотности. Максимальное значение $K_{эфф}$ не превысило величину 0,86 ($<0,95$).

В процессе проведения технологических операций в камерах возможно сближение систем, состоящих из групп упаковок или изделий. При проведении анализа ЯБ необходимо учитывать такие ситуации, поскольку они приводят к увеличению значения $K_{эфф}$. В одном из случаев сближения твэлов и стеллажа, расположенного на столешнице полученное в результате расчетов максимальное значение $K_{эфф}$ близко к предельной величине 0,95. Это значение достигается при определенных условиях, а именно при заполнении касс водой плотностью $1,0 \text{ г/см}^3$ и расположении их в воде плотностью $0,4 \text{ г/см}^3$ с учетом плотноприлегающего отражателя. Ранее для аналогичных систем не было учтено изменение плотности воды, поскольку такое требование отсутствовало на тот момент в нормативных документах. В рамках данной работы был проведен такой расчет для твэлов БОР-60. Полученные значения $K_{эфф}$ превысили предельную величину. Для удовлетворения требований ЯБ было определено безопасное расстояние и предложены меры по предотвращению нарушения данного ограничения – установка механических ограничителей (барьеров).

Таким образом, проведенный анализ ЯБ показал, что проведение исследований облученных твэлов РУ МБИР обеспечивается в полном объеме с учетом установленных ограничений как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях.

О СОСТОЯНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ГОСУДАРСТВ — УЧАСТНИКОВ СОДРУЖЕСТВА НЕЗАВИСИМЫХ ГОСУДАРСТВ

К.В. Федупин, М.А. Соловьев, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова,
А.Л. Демидов, Н.А. Калиновская

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Решением Совета Глав Правительств от 31 мая 2013 года АО «ГНЦ НИИАР» придан статус Базовой организации государств – участников Содружества Независимых Государств по информационному обмену в области обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок государств – участников СНГ. Выполнение функций Базовой организации возложено на Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок (ЦАИ ИЯУ). ЦАИ ИЯУ была разработана и в 2016 году введена в промышленную эксплуатацию автоматизированная информационная система по опыту эксплуа-

тации ИЯУ государств – участников СНГ (АИС ИЯУ-СНГ) с дистанционным доступом внешних пользователей к информации базы данных.

По состоянию на 01.01.2020 г. на 23 предприятиях 5 государств – участников СНГ (таблица 1) эксплуатируются 73 исследовательские ядерные установки, из них 49 действующих, 9 находятся на консервации, 13 выводятся из эксплуатации и 2 строятся (таблица 2).

Таблица 1

Размещение ИЯУ на территориях государств - участников СНГ (на 01.01.2020)

№ п/п	Государство	Количество ИЯУ			
		ИР	КС	ПКС	Всего
1	Республика Беларусь	0	2	1	3
2	Республика Казахстан	4	1	0	5
3	Российская Федерация	31	23	9	63
4	Республика Узбекистан	1	0	0	1
5	Украина	1	0	0	1

Таблица 2

Распределение ИЯУ государств - участников СНГ по типам и состояниям (на 01.01.2020)

№ п/п	Тип ИЯУ	Количество ИЯУ					
		Всего	Действующих	На реконструкции	На консервации	Выводимых из эксплуатации	Строящихся
1	ИР	37	23	0	5	7	2
2	КС	26	20	0	3	3	0
3	ПКС	10	6	0	1	3	0
Итого		73	49	0	9	13	2

За период с 2011 по 2019 годы на ИЯУ предприятий государств – участников СНГ произошло 69 нарушений классифицированных по НП-027-10 [1], из которых 11 нарушений произошли на ИЯУ предприятий Республики Казахстан (~16% от общего числа нарушений), остальные 58 нарушений произошли на установках Российской Федерации (~84% от общего числа нарушений). Наибольшую долю нарушений (~64%) составляют происшествия по причине отказа элементов, нарушения электроснабжения и ошибки персонала ИЯУ составляют ~23% и ~13% соответственно.

За рассматриваемый период 5 нарушений классифицированы по международной шкале ядерных и радиологических событий (INES) [2] уровнем 1 (аномалия) – в 2013 (3 нарушения), в 2015 и 2016 годах (по 1 нарушению соответственно). Остальные нарушения классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности).

В 2016 году, в результате нарушения, произошло облучение персонала, превысившее контрольные уровни, но не превысившее основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности, остальные нарушения в 2011-2019 годах происходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающего контрольные уровни.

РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СТАЛИ МАРКИ ЭП823-Ш, ОБЛУЧЁННОЙ В КАЧЕСТВЕ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ В РЕАКТОРЕ БН-600

Д.А. Соколовский^{1,2}, Д.Е. Маркелов¹,
В.С. Неустроев¹, Ф.Н. Крюков¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Сталь ферритно-мартенситного класса 16Х12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш) была выбрана как сталь для оболочек твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300. Кроме достоинств, таких как высокое сопротивление радиационной ползучести и набуханию, сталь имеет и недостатки в виде радиационного охрупчивания и недостаточной жаропрочности при высоких температурах.

Для обоснования работоспособности твэлов с оболочкой из стали ЭП823-Ш были проведены исследования твэлов с нитридным топливом, облученных в составе экспериментальных ТВС в реакторе БН-600. В температурном интервале 380-650 °С были проведены механические испытания образцов, вырезанных из оболочек. Дополнительно были проведены электронно-микроскопические исследования и фрактографические исследования поверхностей разрушения образцов.

Результаты механических испытаний показали, что в интервале температур 380-460 °С наблюдается значительное увеличение характеристик прочности стали по сравнению с необлученными образцами, обусловленное выпадением радиационно-индуцированных мелкодисперсных частиц типа Me₆X. Пластичность облученных образцов в указанном интервале температур по сравнению с необлученными ниже, что связано со значительным упрочнением материала.

Высокотемпературные (630-650 °С) испытания образцов, облученных до 11 сна и ~ 1 сна, и их сравнение со свойствами необлученных образцов показало, что при этих температурах для всех образцов дополнительного упрочнения стали нет. Характеристики пластичности облученных образцов меньше, чем у исходных, во всем указанном интервале температур испытания.

Фрактографическое исследование поверхности разрушения образцов после механических испытаний показало вязкое разрушение стали во всех случаях. На некоторых образцах, испытанных при 410 °С и 630 °С, на внутренней поверхности оболочки обнаружен слой с квазихрупким типом разрушения. Исследование состава слоя показало наличие в нем повышенного содержания углерода. Этот слой, вероятно, вносит вклад в уменьшение пластических свойств стали.

СРАВНЕНИЕ ОСТАТОЧНОГО И ПРЕДЕЛЬНОГО РЕСУРСОВ ТВЭЛОВ С ОБОЛОЧКАМИ ИЗ СТАЛЕЙ МАРОК ЧС68 И ЭК164 ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ БН-600

А.Р. Исинбаев, А.В. Козлов, И.А. Портных

АО «ИРМ», г. Заречный

Среди научно-технических проблем, сдерживающих развитие ядерной энергетики, актуальной является проблема радиационной стойкости конструкционных материалов активных зон реакторов. Основным фактором, ограничивающим длительность работы конструкций, в активной зоне реактора БН-600, является радиационное распухание оболочек твэлов [1]. В качестве предельно допустимого распухания для оболочек твэлов при эксплуатации в реакторе БН-600 принята величина 15 % [2]. В настоящий момент установлен вид эмпирической зависимости величины распухания при нейтронном облучении от повреждающей дозы, в которой выделяют три стадии [3]: инкубационную, когда распухание близко к нулю, нестационарную, когда скорость распухания увеличивается, и стационарного распухания, когда его скорость практически не изменяется. Однако определение параметров этой зависимости для конкретных материалов и характеристик облучения является нерешенной задачей.

Для увеличения длительности эксплуатации твэлов совершенствуются существующие и разрабатываются новые материалы оболочек. Экспериментальные тепловыделяющие сборки (ТВС) проходят опытную эксплуатацию, после чего на некоторых из них проводится после эксплуатационный контроль и выборочно послереакторные материаловедческие исследования твэлов. Практически важной задачей для увеличения выгорания топлива является прогнозирование остаточного и предельного ресурса отработавших твэлов по результатам послереакторных исследований.

В АО «ИРМ» разработана модель заключительного этапа стадии нестационарного распухания, предназначенная, в частности, для прогнозирования процесса распухания при продлении эксплуатации конструкций, по результатам микроструктурных исследований [4].

Целью работы является сравнение остаточного и предельного (по распуханию) ресурса твэлов с оболочками из стали ЭК164 и ЧС68, отработавших в составе опытных ТВС в активной зоне реактора БН-600

Используя методы электронной микроскопии на образцах, полученных из оболочек твэлов из стали ЭК164 и ЧС68 после облучения в реакторе БН-600, были получены гистограммы распределения пор по размерам при различных температурах и повреждающих дозах. По полученным данным были найдены характеристики радиационной пористости, которые были использованы в качестве начальных параметров для последующего прогнозирования остаточных ресурсов твэлов.

Используя начальные параметры, рассчитывалась эволюция ансамбля пор для случая продолжения облучения с теми же параметрами. Она управляется двумя процессами: ростом пор из-за поступления в них несбалансированного потока вакансий и коалесценцией пор (слиянием при касании растущих пор) [5].

Первый процесс увеличивает диаметр пор при неизменной их концентрации, что, приводит к росту интегральной площади поверхности пор. Коалесценция увеличивает средний диаметр пор, но уменьшает их удельную площадь поверхности и концентрацию.

Исходя из модели завершающего этапа стадии нестационарного распухания [4] были рассчитаны изменения концентрации и среднего диаметра пор, а также временные зависимости пористости для всех образцов. В качестве предельного значения пористости использована величина $P=0,13$, соответствующая распуханию $S = 15 \%$.

В результате расчетов были получены значения максимальной дозы на твэле и продленного ресурса (эффективных суток). По полученным данным, проведен сравнительный анализ оболочек твэлов изготовленных из сталей ЧС68 и ЭК164.

Таким образом, с использованием модели заключительного этапа стадии нестационарного распухания показано, что предельный ресурс эксплуатации твэлов с оболочкой из стали ЭК164, выше, чем у твэлов с оболочкой из стали ЧС68 на $\sim 25 \%$.

МИКРОСТРУКТУРА ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СТАЛИ МАРКИ ЭП823-Ш, ОБЛУЧЁННЫХ В РЕАКТОРЕ БН-600

Д.Е. Маркелов, Д.А. Соколовский, Ф.Н. Крюков, В.С. Неустроев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время одним из кандидатных конструкционных материалов для применения в качестве оболочек твэлов в реакторах с тяжелым теплоносителем рассматривается сталь ЭП823-Ш (16X12МВСФБР-Ш). Особенностью этой стали, как и других сталей ферритно-мартенситного класса, является склонность к низкотемпературному радиационному упрочнению и охрупчиванию (НТРО). Установлено, что для сталей этого класса НТРО проявляется в области сравнительно низких температур облучения ($300-400^{\circ}\text{C}$) и может быть ограничивающим фактором для их применения. Природа изменения механических свойств сталей связана с изменениями их структуры в условиях нейтронного облучения. Поэтому получение новых экспериментальных данных о влиянии условий облучения на изменение микроструктуры стали и, как следствие, на её механические свойства актуально.

Были проведены исследования микроструктуры образцов из ферритно-мартенситной стали ЭП823-Ш до облучения и после облучения в качестве оболочки твэла при температурах $380-425^{\circ}\text{C}$ и при 580°C . Оболочки твэлов, облучались в составе тепловыделяющих сборок в реакторе БН-600.

Микроструктура образца до облучения представляла собой структуру отпущенного реечного мартенсита, состоящую из вытянутых в одном направлении субзерен, объединённых в более крупные полиэдрические зёрна (рисунок 1). На фоне реечного мартенсита встречались отдельные зёрна феррита. По границам зёрен феррита и субзерен реечного мартенсита были обнаружены глобулярные выделения карбида типа $M_{23}X_6$. Дислокационная структура представляла

собой сетку дислокаций. В матрице феррита были обнаружены вытянутые (иглообразные) частицы, расположенные в главных кристаллографических плоскостях.

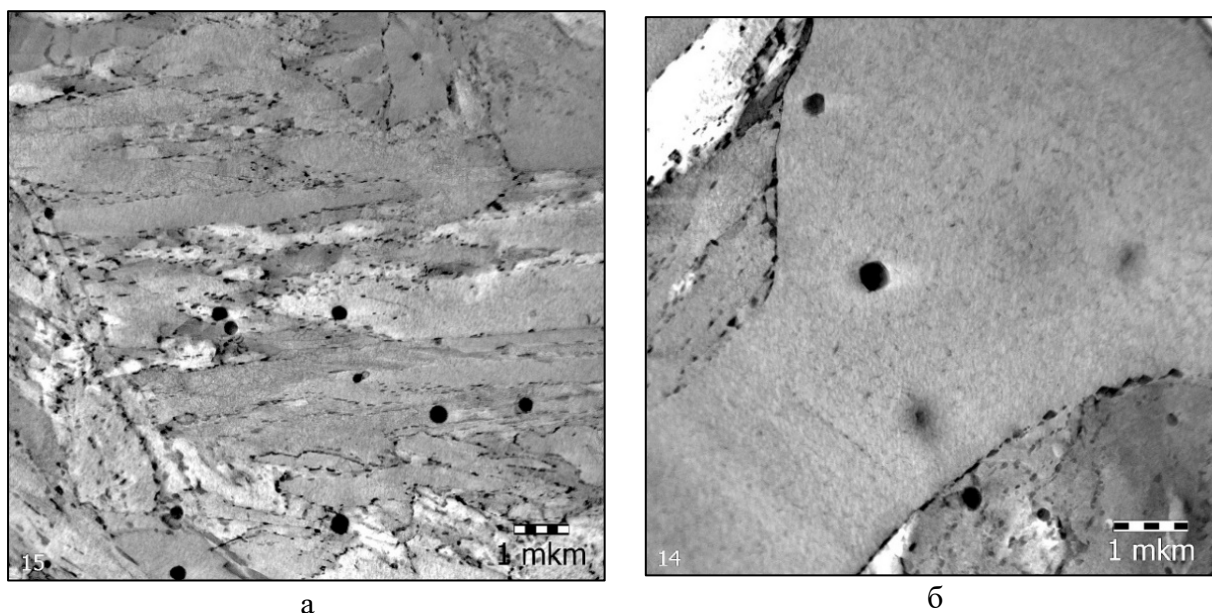


Рисунок 1. Микроструктура необлучённого образца из стали ЭП823-Ш:
(а) – реечный мартенсит, (б) – зерно феррита

Микроструктура образцов, после нейтронного облучения при температуре 380-425 °С, представляла собой такую же структуру отпущенного реечного мартенсита, как и в необлучённом состоянии. По границам зёрен феррита и субзерен реечного мартенсита были обнаружены глобулярные выделения карбида $M_{23}X_6$. Дислокационная структура представляла собой радиационные дислокационные петли, равномерно распределенные по телу зёрен феррита и мартенсита. Помимо дислокационных петель, в облучённых образцах были обнаружены мелкодисперсные сферические выделения η -фазы размером 5-7 нм (карбиды типа M_6C с кристаллической решёткой ГЦК), равномерно распределённые в зёрнах феррита и мартенсита.

Облучение при температуре 580°С привело к образованию радиационной дислокационной сетки, как в мартенсите, так и в феррите. В образце были обнаружены выделения, равномерно распределённые в зёрнах феррита, их средний диаметр составил около 90 нм (рисунок 2б). Анализ микродифракционных картин показал, что это частицы типа M_6X с ГЦК решёткой. Так же в образце в зёрнах феррита были обнаружены единичные поры диаметром около 4 нм.

Были проведены механические испытания на продольных образцах, вырезанных из оболочек твэлов по всей длине топливного столба. Температура испытаний соответствовала температуре облучения образцов и составляла от 385 до 630 °С. На основании полученных экспериментальных данных были построены зависимости упрочнения стали (увеличения предела текучести) от температуры облучения и от повреждающей дозы.

Анализ микроструктурных изменений показал, что основной причиной низкотемпературного упрочнения и связанного с ним охрупчивания в стали ЭП823-Ш при облучении до повреждающей дозы 50 сна в диапазоне температур

380-425 °С является образование мелкодисперсных сферических выделений карбидов M_6C в теле зерна и дислокационных петель.

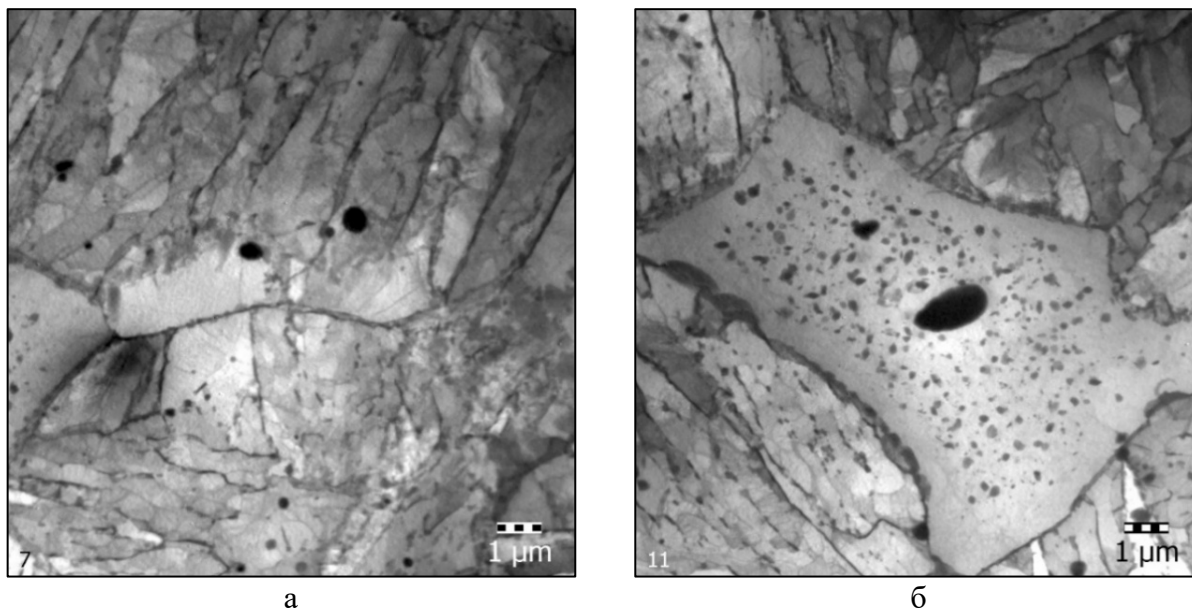


Рисунок 2. Микроструктура образца стали ЭП823-Ш после облучения при температуре 580 °С: (а) – реечный мартенсит, (б) – зерно феррита

ИССЛЕДОВАНИЕ ДЕФОРМАЦИИ КОЛЬЦЕВОГО ОБРАЗЦА ПРИ ИСПЫТАНИИ НА РАСТЯЖЕНИЕ

Р.П. Карагерги, М.В. Евсеев, А.В. Козлов

АО «ИРМ», г. Заречный

Одной из методик определения кратковременных механических свойств материалов оболочечных труб тепловыделяющих элементов активной зоны (ТВЭЛ) является метод поперечного растяжения кольцевых образцов на полуцилиндрических опорах. С помощью данного метода у пластичных материалов довольно точно определяются условный предел текучести и временное сопротивление разрыву. Однако проблемой методики является определение пластической деформации образца по диаграммам растяжения. Различные исследования показали, что уже на начальной стадии растяжения образца на опорах возникает неравномерная деформация кольца, которую нельзя исключать из рассмотрения [1 – 3]. Так же ранее было установлено, что: распрямление кольца между захватами происходит при напряжениях, превышающих предел текучести [4, 5], кроме того, определение пластичности облученного материала по диаграммам растяжения не дает возможности определить локальную пластическую деформацию кольцевого образца и, чаще всего, дает консервативную оценку свойств материала трубы [6, 7].

Целью данного исследования является определение деформации кольцевых образцов в поперечном направлении на различных стадиях растяжения, а также исследование влияния «овализации» образцов на характеристики механических свойств необлученных и облученных материалов оболочек ТВЭЛов при испытании на растяжение.

Исследование проводили на однотипных кольцевых образцах $\varnothing 6,9 \times 0,41 \times 2,4$ мм. Необлученные образцы изготавливали из стальной трубы материала ЧС68, а облученные образцы вырезали из верхней и центральной частей твэла, который был получен после эксплуатации в составе ТВС в реакторе БН-600, материал сталь ЭЖ164. В верхней части твэла повреждающая доза составила ~ 55 сна при $T_{\text{обл.}} = 615$ °С, а в центральной части ~ 82 сна при $T_{\text{обл.}} = 520$ °С.

На торцевую поверхность необлученных образцов с помощью лазерного маркера Gard S-20 с точностью 3 мкм через равные расстояния были нанесены 32 метки. Испытание на растяжение проводили при комнатной температуре со скоростью 1 мм/мин по трём схемам нагружения: 1) на полуцилиндрических опорах $\varnothing 5,85$ мм; 2) на опорах $\varnothing 4$ мм; 3) испытание овального образца на опорах $\varnothing 4$ мм (предварительно аксиально сжатый на $\sim 1,6$ мм кольцевой образец). Для каждой схемы испытывали по 3 образца. Во время испытания с помощью фотоаппарата, оснащенного объективом для макросъёмки (модель EF-S 60 mm f/2,8 Macro USM), записывали видеофайл деформирования образца до его разрушения. После испытания по диаграмме растяжения определяли механические характеристики ($\sigma_{0,2}$, σ_b и δ). Оцифровку изображений и измерение расстояний между метками проводили в программе Компас, предварительно определив на диаграмме растяжения различные стадии деформирования образца: 1) и 2) – начальные стадии выпрямления на опорах; 3) – достижение предела текучести; 4) – достижение максимальной нагрузки; 5) – стадия разрушения образца. Относительная ошибка измерения длины участков по меткам составила не более ~ 5 %. На рисунке 1 приведены изображения образцов с метками для исследования деформации при растяжении на полуцилиндрических опорах по трём схемам нагружения (перед началом испытания).

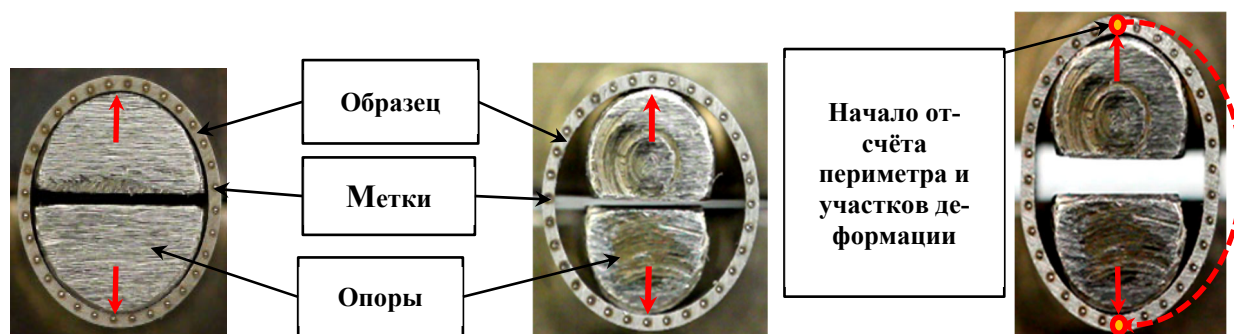


Рисунок 1 – Изображения образцов с метками

Облученные образцы испытывали при комнатной температуре и $T_{\text{исп.}} = 600$ °С, по 2 образца на точку из каждой части твэла. Для сравнения испытывали недеформированные кольцевые образцы и овальные образцы.

Исследования деформации образцов по меткам показали:

1) На стадии выпрямления образца на опорах возникают неравномерные участки локальной деформации, приводящие к увеличению периметра. Например, в момент достижения предела текучести, который определяли по диаграмме растяжения, периметры образцов, в среднем, увеличились на $\sim 1,4$ % (опоры $\varnothing 5,85$ мм), на $\sim 2,4$ % (опоры $\varnothing 4$ мм) и на $\sim 1,6$ % (овальные образцы при растяжении на опорах $\varnothing 4$ мм).

2) При испытании овальных образцов на диаграммах растяжения отсутствует ярко выраженный участок выпрямления образца на опорах по сравнению с диаграммами испытания кольцевых образцов.

3) Характер распределения участков локальной деформации у овальных образцов значительно отличается от распределения подобных участков в кольцевых образцах. Установлено, что на упругом участке диаграммы растяжения у кольцевых образцов деформация накапливается быстрее, чем у овальных образцов. Интенсивный рост деформации наблюдается на более коротком участке рабочей части образца (< 6 мм), чем у овала (> 6 мм). Это приводит к некорректной оценке пластичности материала по диаграмме испытания, а так же к преждевременному разрушению облученных образцов, имеющих низкую пластичность.

4) Значения относительного удлинение после разрыва (δ) у овальных образцов больше на $1,2 \div 1,5$ %, чем у кольцевых.

Испытания облученных образцов показали, что схема испытания овального образца позволяет по диаграмме растяжения сделать более объективную оценку пластических свойств материала по сравнению с испытанием кольцевого образца.

На рисунке 2 приведены диаграммы растяжения облученных образцов из центральной части твэла, а в таблице 1 представлены результаты расчета механических свойств.

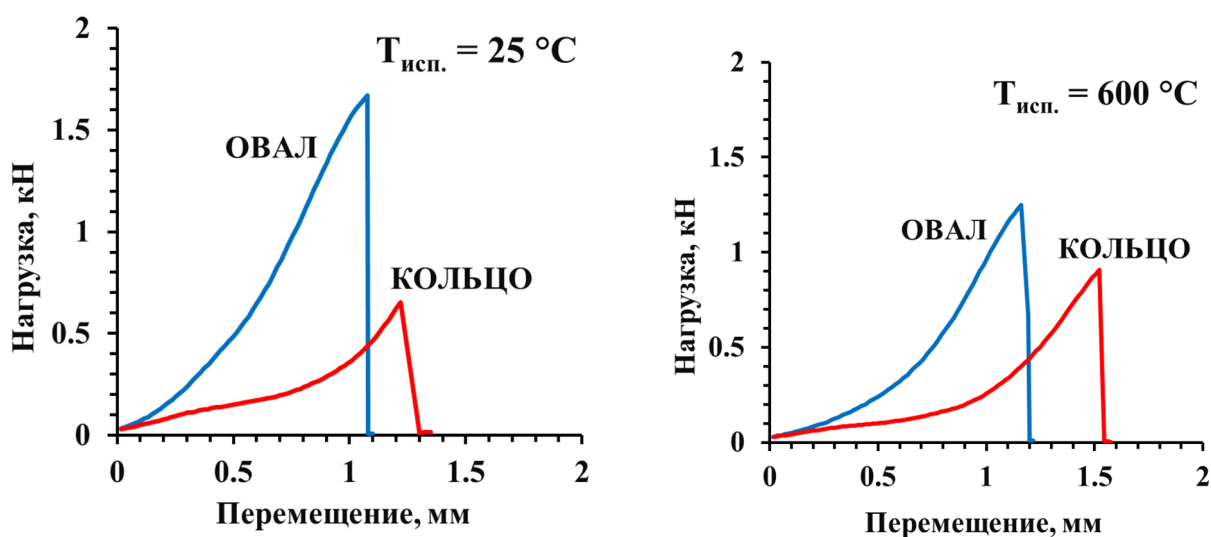


Рисунок 2 – Диаграммы растяжения кольцевых образцов из центральной части твэла (доза ~ 82 сна; $T_{обл.} = 520$ °C)

Таблица 1 – Механические свойства образцов из центральной части твэла

Облучение	Форма	$T_{исп.}, ^\circ C$	$\sigma_{0,2}, MPa$	σ_B, MPa	$\delta, \%$
Доза ~ 82 сна $T_{обл.} = 520$ °C	Кольцо	25	–	578	–
		600	–	457	–
	Овал	25	748	795	0,7
		600	562	571	0,3

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ И СТРУКТУРЫ УЛЬТРАМЕЛКОЗЕРНИСТОЙ СТАЛИ МАРКИ 08X18H10T, ПОЛУЧЕННОЙ МЕТОДОМ ИНТЕНСИВНОЙ ПЛАСТИЧЕСКОЙ ДЕФОРМАЦИИ

А.К. Глушкова^{1,2}, А.А. Карсаков¹, Т.М. Буланова¹,
В.С. Неустроев¹, В.К. Шамардин¹, Л.А. Евсеев¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

При проектировании ЯЭУ четвертого поколения актуальной задачей является разработка новых конструкционных материалов или оптимизация уже существующих с целью улучшения их служебных характеристик. В связи с этим большой интерес представляют методы интенсивной пластической деформации (ИПД), позволяющие получать материалы с комплексом уникальных свойств. Наиболее распространенным является метод равноканально-углового прессования (РКУП), при использовании которого можно получать объемные материалы с размером зерен от нескольких десятков до нескольких сотен нм [1]. Измельчение исходной крупнозернистой структуры приводит к увеличению прочностных характеристик при сохранении пластических характеристик на достаточно высоком уровне. Показано [2], что уникальность свойств материалов, полученных методом РКУП, обусловлена не только малым размером зерен, но и объемным увеличением границ зерен (ГЗ), их неравновесным состоянием, изменением диффузионных характеристик и подвижностью ГЗ.

В данной работе объектом исследований выбрана сталь 08X18H10T в состоянии поставки (СП) и после РКУ-прессования (прессование проводилось по маршруту В_c, 8 проходов, угол прессования 120°, температура - 400 °С). Приведены результаты исследования стабильности механических свойств и структуры образцов стали под действием внешних факторов (температуры, нейтронного облучения). Облучение образцов проводилось в реакторе БОР-60 до повреждающих доз 5, 12 и 15 сна, при температурах облучения 350 и 450 °С [3].

В результате проведенных отжигов необлученных образцов стали в СП с использованием оптической металлографии показано, что отжиг при температуре 700 °С в течение 60 мин приводит к увеличению размера зерен с ~ 25-40 мкм до ~ 50-80 мкм и значительному уменьшению количества двойников. После отжига образцов стали в ультрамелкозернистом (УМЗ) состоянии половина зерен остается размером менее 1 мкм, сохраняется преобладание большеугловых (> 50 %) границ зерен. Отмечено наличие двойников, характерных для аустенита. Однако в структуре зафиксировано появление единичных зерен с размером до 7 мкм, что свидетельствует о начале прохождения процессов рекристаллизации (рисунок 1). Изучение структуры образцов после РКУП проводилось при помощи метода EBSD (дифракции обратно отраженных электронов).

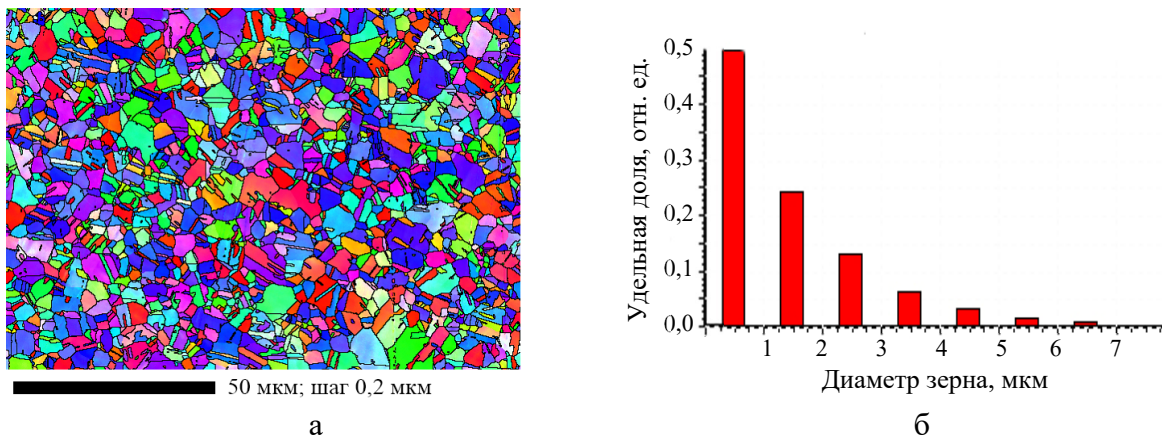


Рисунок 1 – Микроструктура стали после РКУП и последующего отжига при 700 °С в течение 60 мин (а); распределение зерен по размерам (б)

В результате проведенных кратковременных механических испытаний были получены механические характеристики необлученных образцов стали в СП и после РКУП в интервале температур 20-800 °С. По полученным значениям механических характеристик для проведения более строгого анализа деформационного упрочнения и прогнозирования неустойчивости течения рассчитаны и построены истинные диаграммы деформирования (рисунок 2) [4]. Определены важные для прочностных расчетов пластических деформаций характеристики истинных сопротивлений отрыву S_k [5].

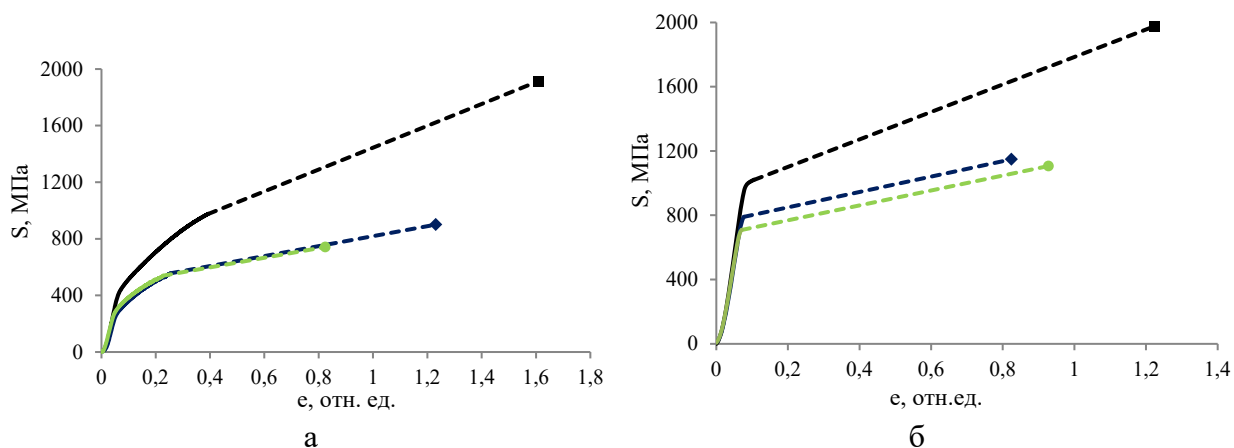


Рисунок 2 – Истинные диаграммы растяжения необлученных образцов стали 08X18N10T при температурах испытания 20 (■), 350 (◆), 450 °С (●): а – в состоянии поставки; б – после РКУП

Показано, что при всех температурах испытаний зафиксировано упрочнение исследуемых материалов вплоть до разрушения образцов. Во всем исследуемом интервале температур значения истинного сопротивления отрыву для образцов стали после РКУП выше значений образцов стали в СП. Так, при температуре испытаний 20 °С значения S_k образцов стали после РКУП, превышают значения образцов стали в СП на 60 МПа и составляют 1980 МПа, а при повышенных температурах испытаний 350 и 450 °С – на 250 и 360 МПа соответственно.

Проведен анализ изменения механических характеристик образцов стали в СП и после РКУП под влиянием нейтронного облучения. Показано, что нейтронное облучение, при всех параметрах условий облучения, приводит к радиационному упрочнению стали как в СП, так и после РКУП. Значения прочностных характеристик образцов стали после РКУП превышают значения прочности образцов стали в СП. Прирост предела текучести ($\Delta\sigma_{0,2}$) облученных образцов стали после РКУП, в сравнении с необлученным состоянием, составляет 50-350 МПа, тогда как в СП – 450-750 МПа (рисунок 3).

Относительное удлинение облученных образцов стали в СП и после РКУП в интервале исследуемых температур 350-650 °С находится на уровне 10 %.

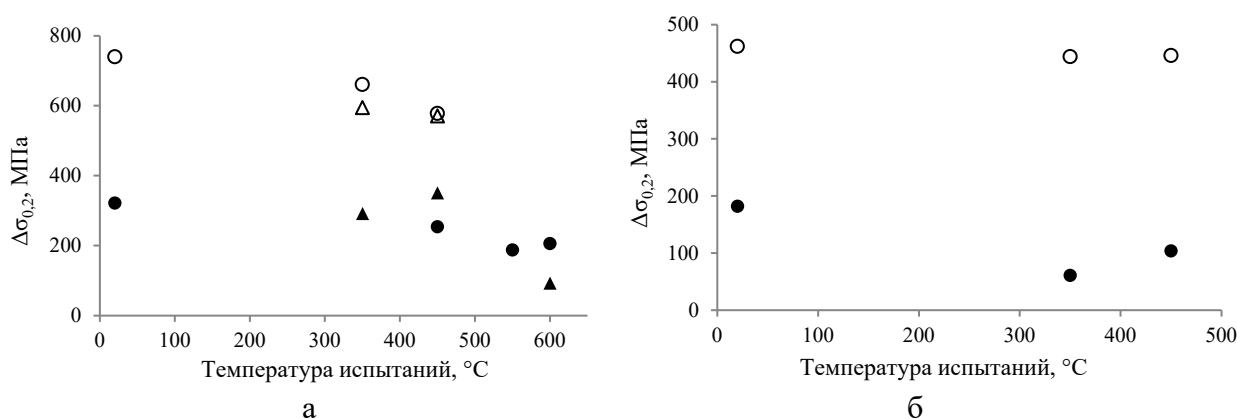


Рисунок 3 – Прирост предела текучести стали 08X18N10T в СП (○, Δ) и после РКУП (●, ▲) в зависимости от температуры испытания:
 а – повреждающая доза 5 сна (○, ●) и 12 сна (Δ, ▲), T_{обл}=350 °С;
 б – повреждающая доза 15 сна, T_{обл}=450 °С

Рассчитаны и проанализированы значения истинного сопротивления отрыву облученных образцов стали в СП и после РКУП при различных температурах испытаний и повреждающих дозах. Например, при облучении образцов стали после РКУП до степени повреждения 15 сна (T_{обл}=450 °С) при температуре испытаний 20 °С истинное сопротивление отрыву составляет 2220 МПа и превышает значения для образцов стали в СП (облученных при тех же параметрах) на 240 МПа.

Полученные результаты по влиянию нейтронного облучения на структуру и свойства стали 08X18N10T после РКУП демонстрируют перспективность повышения радиационной стойкости аустенитных сталей в УМЗ состоянии. Для обоснования возможности использования УМЗ материалов в качестве конструкционных материалов ЯЭУ требуется проведение дальнейших исследований образцов стали в УМЗ состоянии.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОКАЗАТЕЛЕЙ КОРРОЗИИ СТАЛИ МАРКИ ЭП823-Ш В СВИНЦЕ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГРАВИМЕТРИЧЕСКОГО МЕТОДА

А.А. Козлова, О.А. Голосов, Т.Л. Кузина

АО «ИРМ», г. Заречный

В качестве материала оболочек твэлов РУ БРЕСТ-ОД-300 выбрана ферритно-мартенситная сталь ЭП-823Ш (16Х12МВСФБР). Материал оболочек твэлов РУ БРЕСТ-ОД-300 должен быть работоспособным в течение 5 лет при температурах тяжелого жидко-металлического теплоносителя (ТЖМТ) в диапазоне от 420 до 650 °С при максимальной повреждающей дозе 130 сна.

Наряду с преимуществами ТЖМТ [1, 2], одной из главных трудностей в их технологии является высокая коррозионная агрессивность ТЖМТ по отношению к компонентам стали. В неизотермических контурах с ТЖМТ наряду с образованием защитных оксидных пленок на поверхности сталей имеет место вынос в ТЖМТ компонентов стали в горячих участках контура, их массоперенос по тракту ТЖМТ и осаждение в холодных участках контура. Коррозионному поведению сталей в ТЖМТ уделяется достаточно много внимания. В литературе накоплен большой объем экспериментальных данных по исследованию коррозионного поведения сталей в свинцовом теплоносителе, краткий обзор которых приведен в работе [3]. Однако представленные в этих работах экспериментальные данные по коррозии сталей в Рb были получены преимущественно с контролем только одного неосновного показателя коррозии, а именно, с определением толщины оксидной пленки, формирующейся на поверхности сталей. Такие важные показатели коррозии сталей в Рb, как глубина коррозии и вынос продуктов коррозии (ПК) сталей в ТЖМТ практически не исследовался. Поэтому проблема определения глубины проникновения коррозии в металл оболочек твэлов и массопереноса (ПК) в контурах ТЖМТ является весьма актуальной.

В настоящей работе рассмотрены методические вопросы определения глубины коррозии, убыли массы и выноса продуктов коррозии ферритно-мартенситной стали ЭП-823Ш в расплаве свинца с использованием гравиметрического метода.

Исследовались образцы стали ЭП-823Ш в виде патрубков длиной 30 мм, вырезанных электроискровым методом из стандартных труб для оболочек твэлов РУ БРЕСТ-ОД-300 диаметром 9,7х0,5 мм. Коррозионные испытания образцов стали проводились в течение 895 ч при 490 ± 10 °С в свинце с содержанием кислорода на уровне $\sim(0,7-1,6) \cdot 10^{-6}$ мас.%. Испытания образцов стали проводили в петлевом канале одновременно в условиях реакторного облучения с плотностью потока нейтронов $(1,1-1,2) \cdot 10^{14}$ н/(см²·с) с $E > 0,1$ МэВ и вне облучения. При испытаниях поток свинца омывал обе поверхности образца, скорость движения свинца на протяжении испытаний поддерживалась на уровне 0,2-0,3 м/с.

Определение показателей коррозии (убыль массы, глубина равномерной коррозии, толщина оксидной пленки и вынос ПК) проводилось с использованием

гравиметрического метода, основанного на определении убыли массы. Определялась масса образцов до испытаний, масса образцов с ПК после испытаний и масса образцов после испытаний и удаления с их поверхности продуктов коррозии. Удаление ПК с поверхности образцов проводилось химическим методом в соответствии с рекомендациями ГОСТ 9.907-2007.

Массу образцов определяли с использованием лабораторных электронных весов MSA 225 P-000-DI «SARTORIUS» с наибольшим пределом взвешивания, равным 220 г, и погрешностью определения массы, равной $5 \cdot 10^{-5}$ г, для образцов массой до 50 г.

Проведенными исследованиями установлено, что на поверхности образцов, испытанных вне облучения, формируется неоднородная оксидная пленка темно-серого цвета, неравномерно покрывающая поверхность образцов. Согласно данным гравиметрических измерений масса образцов, расположенных на входных участках рабочей зоны, была больше в среднем на $\sim 11-17$ г/м² по сравнению с исходной, а – на выходе из рабочей зоны, наоборот, имела место убыль массы на уровне $\sim 3,5-6,0$ г/м². Толщина оксидной пленки, рассчитанная из данных гравиметрических измерений, находится в пределах от 1,9 до 3,4 мкм. Коррозионные потери образцов стали ЭП-823Ш, испытанных вне облучения, находятся в диапазоне от $\sim 10,2$ до $\sim 24,7$ г/м², что эквивалентно глубинам проникновения коррозии 1,3-3,2 мкм. Вынос ПК в свинец (в пересчете на металл) на входных участках рабочей зоны составляет $\sim 3-3,5$ г/м² и равен ~ 30 % от общих коррозионных потерь. На выходе из рабочей зоны абсолютные значения выноса ПК в Pb возрастают до $\sim 8-12$ г/м², а их доля от общих коррозионных потерь увеличивается до ~ 47 %.

На образцах испытанных в условиях реакторного облучения образуются более толстые оксидные пленки преимущественно черного цвета и практически полностью покрывающие поверхность образцов. В отличие от необлученных образцов в данном случае на всех облученных образцах выявлена убыль массы от $\sim 6,0$ до ~ 25 г/м². Коррозионные потери облученных образцов находились в пределах от ~ 41 до ~ 77 г/м², их величина также зависела от местоположения образцов в рабочем участке: меньшие значения коррозионных потерь были на входе и наибольшие – на выходе из рабочего участка. Толщина ПК на облученных образцах была в ~ 3 раза больше по сравнению с необлученными и находилась в пределах от 6,4 до 9,9 мкм. Глубина проникновения коррозии в металл на облученных образцах изменяется в пределах от 5,3 до 10,0 мкм в зависимости от местоположения в рабочем участке и в $\sim 3-4$ раза больше по сравнению с необлученными образцами. Значения выноса ПК с поверхности облученных образцов в Pb также больше по сравнению с необлученными образцами и находятся в пределах от $\sim 16,7$ г/м² на входных участках рабочей зоны до $\sim 39,0$ г/м² и составляют соответственно 40 и 51 % от общих коррозионных потерь.

Ускоряющее влияние нейтронного облучения на коррозию стали ЭП-823Ш при исследованных условиях испытаний объясняется авторами с явлениями радиационно-стимулированного распада, имеющими место в ферритно-мартенситных 12 %-ных хромистых сталях, с образованием вторичных фаз, обогащенных по хрому. [4].

РАДИАЦИОННОЕ РАСПУХАНИЕ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАНОПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛАХ С ГЕЛИЕВЫМ И СВИНЦОВЫМ ПОДСЛОЕМ

А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, Ильнур Ф. Гильмутдинов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В реакторе БОР-60 в составе сборно-разборных облучательных устройств (ОУ) проходят испытания экспериментальные тепловыделяющие элементы (ТВЭЛы) со смешанным нитридным уран-плутониевым (СНУП) топливом с газовым (гелий) и жидкометаллическим (свинец) подслоем.

В результате исследования структурно-фазового состояния, элементного состава, плотности топлива и геометрических характеристик топливного столба получены экспериментальные данные о величине и механизмах набухания уран-плутониевого нитридного топлива. Было показано, что вклад различных факторов в радиационное набухание уран-плутониевого нитридного топлива зависит от температурных условий его облучения.

Максимальные значения набухания топлива в ТВЭлах с газовым и жидкометаллическим наполнением составили $7,8 \pm 0,9$ и $5,4 \pm 0,7$ %, что при достигнутых уровнях выгорания 4,8 и 3,9 % т. а. соответствует средним за период облучения значениям удельного набухания $1,6 \pm 0,2$ и $1,4 \pm 0,2$ % / % выгорания т. а.

При низкой температуре, обеспечиваемой жидкометаллическим подслоем, и относительно невысокой наработке продуктов деления при данном уровне выгорания существенных структурных изменений в СНУП топливе не произошло (рисунок 1). Пористость топлива после облучения (9 %) близка к исходному значению (8 %). Отсутствуют признаки формирования вторичной пористости в топливе, связанной с образованием и перераспределением газообразных продуктов деления. Основное количество образовавшегося ксенона находится в матрице топлива, некоторое количество вышло в технологические поры по атермическому механизму (рисунок 1 б).

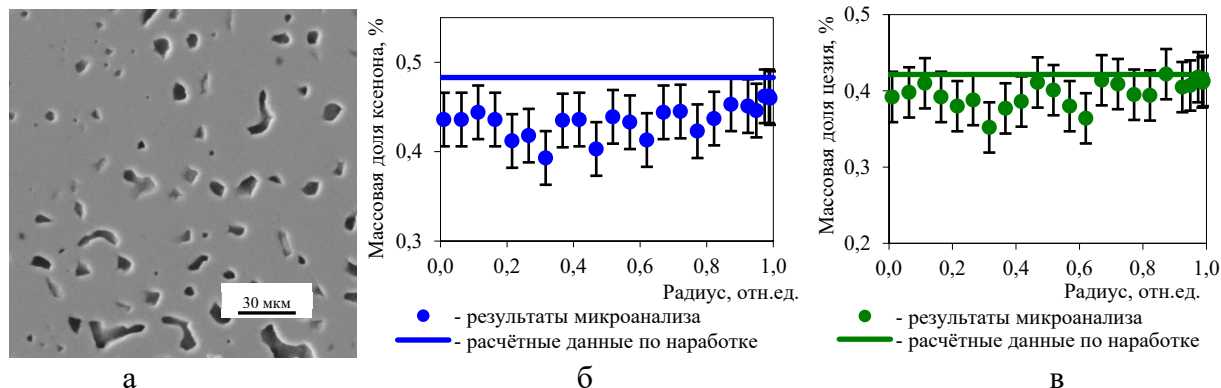


Рисунок 1 – Изображение микроструктуры топлива (а), распределение ксенона (б) и цезия (в) вдоль радиуса топливного сердечника ТВЭла с жидкометаллическим подслоем

При более высокой температуре в твэле с газовым подслоем диффузия газообразных продуктов деления привела к формированию пористости в топливе (рисунок 2), что дало существенный вклад в его распухание. Сравнение результатов электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа по определению содержания разных типов продуктов деления, находящихся в твердой фазе топлива, с расчетными данными по их наработке показало, что относительный выход продуктов деления в твэле с газовым наполнением существенно выше, чем в твэле с жидкометаллическим наполнением (рисунки 1 в, 2 в).

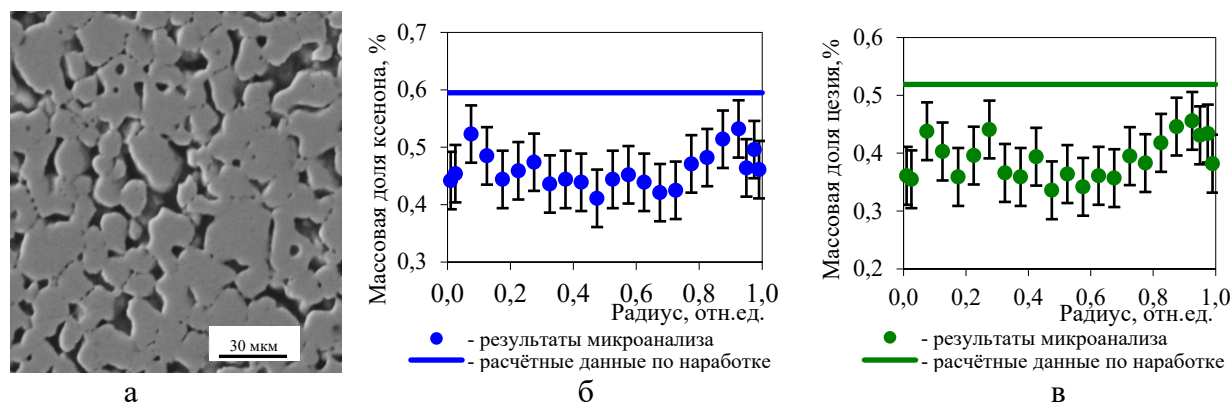


Рисунок 2 – Изображения микроструктуры топлива (а), распределения ксенона (б) и цезия (в) вдоль радиуса топливного сердечника твэла с гелиевым подслоем

В твэле с жидкометаллическим заполнением зазора между топливом и оболочкой удельные значения распухания СНУП топлива за счет увеличения объемов твердой фазы и пор равны соответственно 1,0 и 0,4 % / % выгорания т. а. В твэле с газовым подслоем диффузионная подвижность продуктов деления обусловила формирование газовой пористости, выход части летучих и газообразных продуктов деления в поры и свободный объем твэла, а также возможные структурные перестройки, связанные с выходом других продуктов деления из твердого раствора уран-плутониевого мононитрида. В результате в этом твэле удельные значения распухания СНУП топлива за счет увеличения объемов твердой фазы и пор равны соответственно 0,3 и 1,3 % / % выгорания т. а.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ОБЛУЧЁННОГО НИТРИДНОГО ТОПЛИВА МЕТОДАМИ СКАНИРУЮЩЕЙ ЭЛЕКТРОННОЙ МИКРОСКОПИИ И ЭЛЕКТРОННО-ЗОНДОВОГО МИКРОАНАЛИЗА

Ильнур Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Применение метода сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа в послереакторных исследованиях облученных твэлов позволяет получить широкий спектр экспериментальных данных о состоянии топливной композиции. С помощью сканирующего электронного микроскопа

(СЭМ), оснащенного детекторами вторичных и обратноотраженных электронов, возможно детальное исследование микроструктурных параметров, а также особенностей в формировании вторичных фаз. Совместное использование СЭМ с аналитическими приставками для электронно-зондового микроанализа позволяет получить на качественном уровне распределение элементов по заданной области, а на количественном проводить локальный микроанализ в точках с определением содержания химических элементов в массовых %.

Объектами исследования в рамках данной работы были шлифы поперечных сечений ТВЭЛов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом, облученных до выгораний от 3,9 % т.а. до 7,5 % т.а. в реакторе на быстрых нейтронах.

Изображения во вторичных электронах микроструктуры облученного нитридного топлива в центральной части таблеток представлены на рисунке 1.

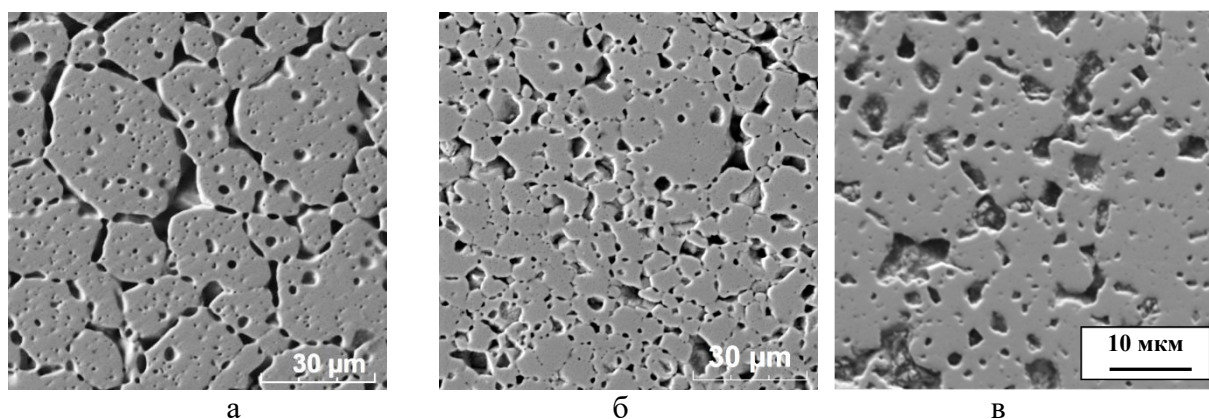


Рисунок 1. Изображения во вторичных электронах образцов нитридного топлива, облученного до выгораний: а – 3,9 % т.а., б -5,49 % т.а., в – 7,5 % т.а.

С помощью аналитических приставок (спектрометров энергетической и волновой дисперсии) были получены данные о формировании вторых фаз в нитридном топливе и качественном распределении компонентов топлива и продуктов деления на характерных участках. Проведенные исследования позволили выделить основные группы продуктов деления: редкоземельные элементы, газообразные продукты деления, летучие продукты деления, интерметаллиды, состоящие из Ru, Rh, Pd, Tc и Mo, щелочноземельные металлы (Ba) (рисунок 2).

Компоненты топлива распределены равномерно по всему сечению таблеток. Происходит частичное перераспределение Xe и Cs из матрицы топлива в образовавшиеся газовые пузыри. Включения вторых фаз в матрице представляет группа интерметаллидов (Ru, Rh, Pd и Tc). Выявлено, что количество данных включений максимально в центральной области топливных таблеток и возрастает с увеличением выгорания топлива.

Локальный количественный микроанализ химических элементов облученных образцов проводился с использованием волнодисперсионного спектрометра, поскольку его спектральное разрешение выше, чем энергодисперсионного. Предел обнаружения волнодисперсионного спектрометра составляет 0,01 масс. %.

Полученные результаты электронно-зондового микроанализа были использованы для построения концентрационных кривых и последующего анализа поведения основных групп продуктов деления нитридного топлива.

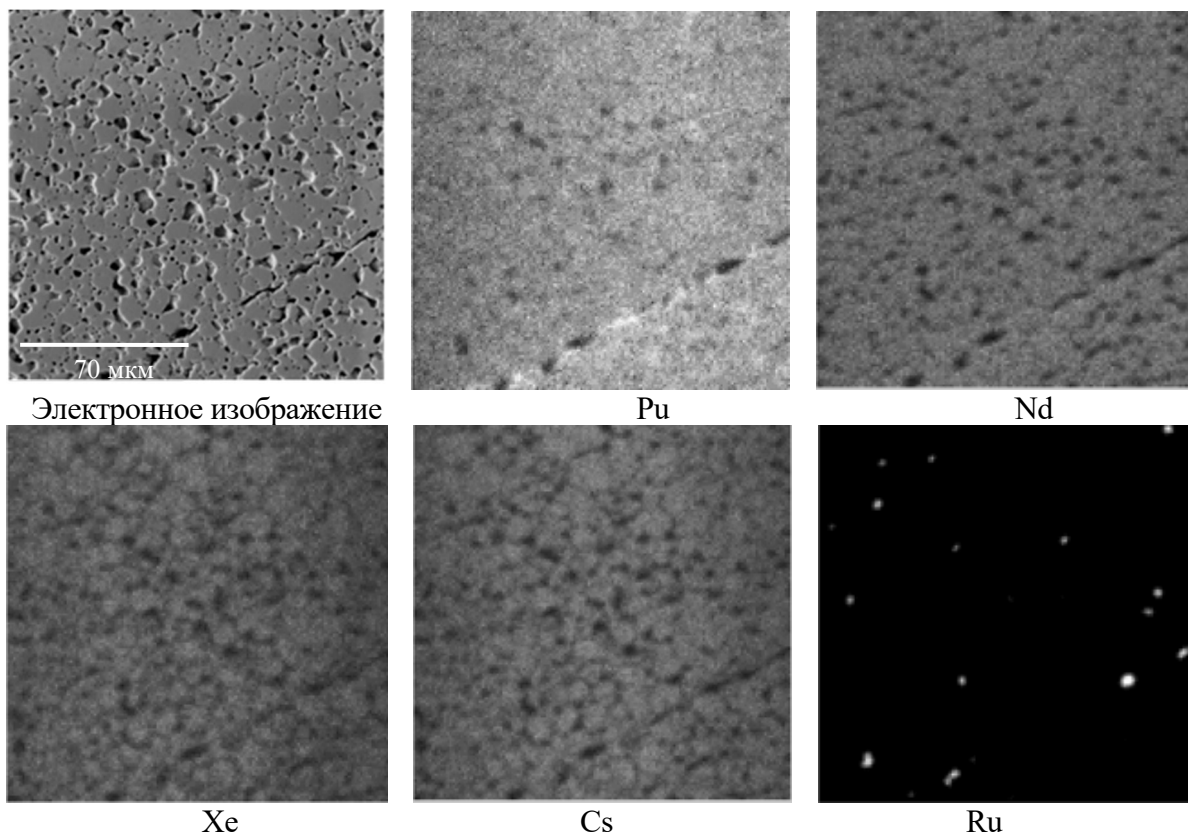


Рисунок 2. Изображение участка центра таблетки нитридного топлива, облученной до выгорания 5,46 %т.а., во вторичных электронах и карты распределения химических элементов на этом участке

Экспериментально установлено, что в нитридном топливе, облученном до выгорания 7,5 % т.а. перераспределения делящихся компонентов не происходит, продукты деления в основном распределены равномерно.

СПОСОБЫ ВЛИЯНИЯ НА ПАРАМЕТР ТЕРМИЧЕСКОЙ СТАБИЛЬНОСТИ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ РАЗМЕРОВ УРАНОГАДОЛИНИЕВОГО ТОПЛИВА

А.Е. Карпеева¹, А.Е. Скомороха¹, И.С. Тимошин¹, Е.Н. Михеев²

¹ПАО «МСЗ», г. Электросталь

²АО «ВНИИНМ», г. Москва

Одним из основных параметров, влияющих на безопасность работы реактора, является стабильность геометрических размеров (диаметра) топливных таблеток при эксплуатации, которая определенным образом соотносится с термической стабильностью геометрических размеров («доспекаемостью»). Тест на «доспекаемость» проводят согласно утвержденной методике.

Вопросы влияния технологических параметров уран-гадолиниевого топлива (УГТ) с высоким содержанием выгорающего поглотителя на термическую стабильность спеченных уран-гадолиниевых таблеток недостаточно исследованы в настоящее время.

Поэтому целью работы было изучение способов влияния на параметр термической стабильности уран-гадолиниевого топлива и достижение оптимальных и стабильных показателей по параметру «доспекаемость».

«Доспекаемость» определяют по изменению среднего наружного диаметра таблетки (или плотности), обусловленному спеканием в регламентированных условиях термообработки, отнесенному к исходному среднему диаметру таблетки (или плотности), и выражают в процентах. В свою очередь, как размеры, так и плотность топливной таблетки зависят от многих технологических параметров. В данной работе были исследованы следующие параметры, влияющие на значения термической стабильности геометрических размеров спеченных УГТ: температура спекания, время спекания, количество порообразователя и способ его введения в исходный порошок, время обработки, влияние различных добавок.

Для решения поставленных целей решены следующие задачи:

- исследованы возможные закономерности изменения значений термической стабильности от технологических параметров;
- выбраны и обоснованы основные режимы изготовления УГТ с высоким содержанием выгорающего поглотителя для получения оптимальных значений по термической стабильности геометрических размеров;
- разработан и внедрен поэтапный способ добавки порообразователя для стабилизации значений «доспекаемости» геометрический размер;
- рассмотрены перспективные способы влияния на значения термической стабильности (добавка $Gd(OH)CO_3 \cdot xH_2O$ взамен Gd_2O_3).

Практическая значимость полученных результатов и выводов о закономерностях поведения УГТ при проведении теста на «доспекаемость» помогут усовершенствовать существующую технологию изготовления УГТ. Проведенные исследования качественных характеристик уран-гадолиниевых таблеток в будущем помогут реализовать новые проекты.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ КИНЕТИКИ АТЕРМИЧЕСКОГО ВЫХОДА ГАЗООБРАЗНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ТОПЛИВА ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР, ОТРАБОТАВШИХ ДО ВЫГОРАНИЯ 28–35 МВТ·СУТ/КГ УРАНА

А.А. Боков, В.А. Жителев, С.С. Сагалов, О.Г. Сидоренко

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В 2018 году в АО «ГНЦ НИИАР» в рамках послереакторных исследований негерметичной ТВСА-АЛЬФА был выполнен контроль герметичности оболочек всех твэлов гамма-спектрометрическим методом по содержанию ^{85}Kr в газосборнике. По результатам контроля был получен большой массив данных по содержанию газообразных продуктов деления (ГПД) под оболочками

твэлов, отработавших в диапазоне выгораний 28-35 МВт·сут/кгU [1]. Анализ полученных данных показал, что в данном диапазоне выгораний наблюдается рост количества ГПД под оболочкой, свидетельствующий об интенсификации выхода ГПД из топлива. Твэлы ТВСА-АЛЬФА отработали в нормальном режиме эксплуатации, и условий для термического выхода ГПД из топлива не возникало. Цель данной работы – предложить механизм, по которому осуществляется процесс интенсификации выхода ГПД, и получить количественные характеристики выхода ГПД в диапазоне выгораний 28-35 МВт·сут/кгU.

С использованием корреляции между количеством ГПД под оболочкой 3-х твэлов, полученных по результатам прокола оболочек и масс-спектрометрического исследования внутритвэльного газа, и площадью пика полного поглощения ^{85}Kr была построена зависимость выхода ГПД из твэлов от среднего выгорания топлива в них (рисунок 1).

Представленный на рисунке 1 массив данных может быть аппроксимирован следующими уравнениями:

$$W = \gamma, \quad \text{при } B < B_{\text{п}}, \quad (1)$$

$$W = \gamma + \alpha \cdot \exp[\beta \cdot (B - B_{\text{п}})], \quad \text{при } B > B_{\text{п}} \quad (2)$$

где W – выход ГПД (отношение количества ГПД, вышедших под оболочку, к общему количеству образующегося газа), %;

γ, α, β – постоянные коэффициенты;

B – среднее выгорание топлива в твэле, МВт·сут/кгU;

$B_{\text{п}}$ – пороговое значение среднего выгорания, при котором происходит интенсификация выхода ГПД, МВт·сут/кгU.

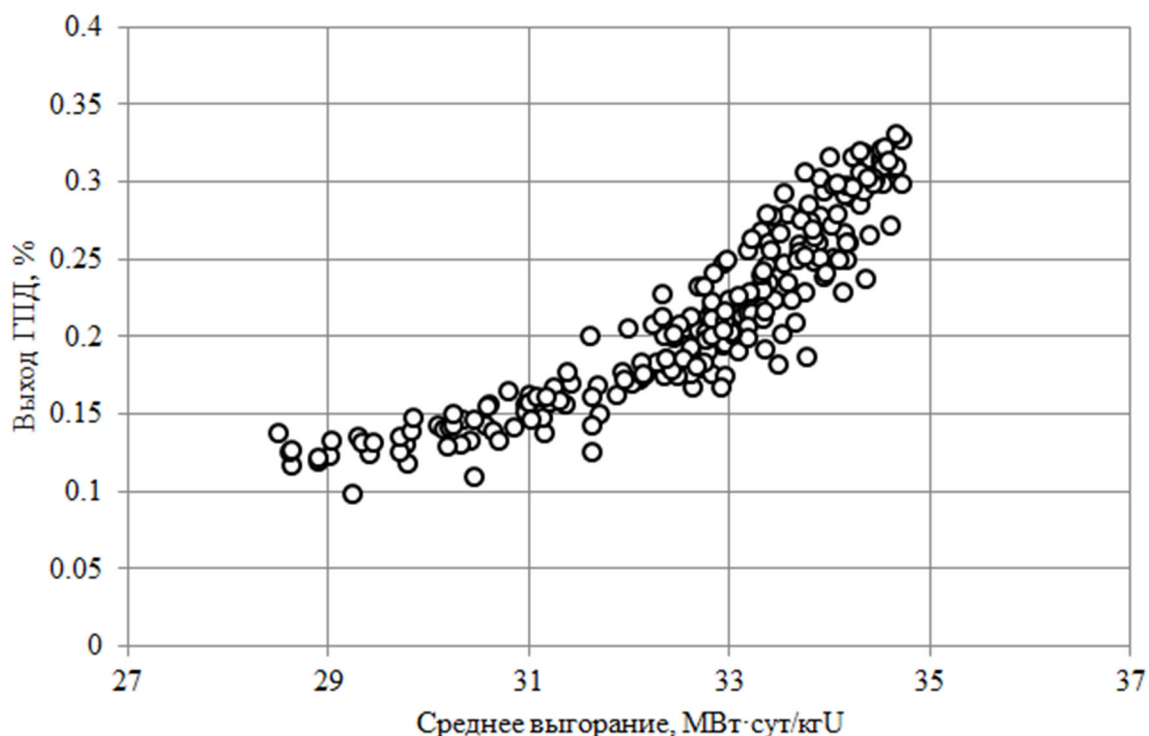


Рисунок 1 – Зависимость выхода ГПД под оболочку твэлов от среднего выгорания топлива в них

При выгораниях топлива $B < B_{\text{п}}$ выход ГПД осуществляется за счет атермического механизма выбивания-отдачи, при этом выход ГПД от выгорания зависит незначительно.

При выгораниях $B > B_{пл}$ выход ГПД растет по экспоненциальному закону. Интенсификация выхода ГПД, скорее всего, осуществляется за счет реструктуризации периферийной области топливной таблетки, вследствие повышенного локального выгорания в ней, сопровождающимся увеличением концентрации дефектов в топливной матрице. Результаты рентгено-спектрального микроанализа топлива показывают, что реструктуризация периферийной области наблюдается уже при выгорании $\sim 30 \text{ МВт}\cdot\text{сут/кгU}$.

ВЛИЯНИЕ УСЛОВИЙ ДЛИТЕЛЬНОГО ПОСЛЕРЕАКТОРНОГО ХРАНЕНИЯ НА СТРУКТУРУ ГИДРИДОВ И МЕХАНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБРАЗЦОВ ОБОЛОЧЕЧНЫХ ТРУБ, ИЗГОТОВЛЕННЫХ ИЗ СПЛАВА Э110

Е.А. Кулешова, Р.А. Курский, О.О. Забусов, А.Б. Гайдученко,
А.С. Брагин, А.В. Рожков, Д.А. Мальцев, М.А. Скундин,
Е.А. Васильева, А.С. Фролов, Д.В. Сафонов

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

Одной из серьезных проблем атомной энергетики является большое количество отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), переработка которого на радиохимических заводах не успевает за темпами его накопления. Данный факт привел к изменению технологических требований к процессу хранения и, в целом, к изменению самой технологии хранения. В рамках перехода от “мокрого” способа хранения ОЯТ к “сухому” были проведены исследования поведения оболочек твэлов в облученном и необлученном состоянии в условиях, имитирующих условия послереакторного хранения.

Как известно, в процессе эксплуатации и в период хранения ОЯТ оболочки твэлов подвержены окислению при взаимодействии с теплоносителем с образованием атомарного водорода, радиационному повреждению и механическому взаимодействию с топливом. В результате проникновения атомарного водорода в оболочки твэлов, изготовленных из сплава Э110 на основе электролитического или губчатого циркония, возможно выделение гидридных фаз в процессе хранения. Эти фазы могут вызвать не только деградацию механических свойств материала оболочек, но и привести к их разгерметизации. Степень охрупчивания твэльных оболочек во многом определяется морфологией и ориентацией гидридов по отношению к приложенным напряжениям. Водородное охрупчивание может усилиться при наличии радиально направленных гидридов, образование которых вызвано действием растягивающих напряжений в оболочке за счет распухания топлива и выделения газообразных продуктов деления. Доля радиальных гидридов зависит от уровня напряжений, температурной истории и содержания водорода. При длительном хранении ОЯТ необходимо уметь прогнозировать долю радиальных и тангенциальных гидридов при различных температурах и напряжениях.

На начальном этапе исследование поведения материалов оболочек твэлов в условиях послереакторного хранения осуществлялось на необлученных твэльных трубках из сплава Э110 на основе электролитического и губчатого Zr. Исследуемые образцы, наводороженные методом катодной зарядки до 200wppm с последующим диффузионным отжигом, были подвержены различным термомеханическим воздействиям, после чего был проведен комплекс микроструктурных исследований и механические испытания кольцевых образцов.

Далее исследование проводилось на облученных образцах реальных твэлов после эксплуатации и выдержки в пристанционном бассейне. Переориентация гидридов в облученных образцах после термомеханических испытаний была значительно выше по сравнению с необлученными образцами.

В данной работе была разработана методика оценки доли радиальных гидридов и оценено влияние внутренних напряжений, температуры и длительности испытаний на коэффициенты переориентации. За основу методики был взят стандарт ASTM B811.

Для оценки зависимости изменения механических свойств от степени переориентации гидридов использовались результаты механических испытаний, проведенных на кольцевых образцах, изготовленных из облученных и необлученных твэльных труб, подверженных различным термомеханическим воздействиям в диапазонах температур до 400°C, напряжений до 100 МПа и выдержкой до 100 суток. Результаты показали, что охрупчивания материала в необлученном состоянии за счет частичной переориентации гидридов не произошло. При исследовании облученных образцов было выявлено сильное снижение пластических свойств материала, вызванных в первую очередь образованием радиационных дефектов.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ ФУНКЦИИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЛОКАЛЬНОГО ВЫГОРАНИЯ ПО РАДИУСУ ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР С РАЗЛИЧНЫМ СРЕДНИМ ПО СЕЧЕНИЮ ВЫГОРАНИЕМ ТОПЛИВА

А.С. Ореховский, В.А. Жителев, О.Н. Никитин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

При проведении послереакторных исследований отработавших ТВС ВВЭР-1000 полученные экспериментальные данные обязательно увязывают с глубиной выгорания топлива твэлов, используя для этого соответствующие корреляции между выгоранием топлива и параметром, характеризующим состояние конструктивных элементов ТВС после эксплуатации. От глубины выгорания строятся зависимости основных характеристик твэлов: формоизменение, коррозионное состояние и механические свойства оболочки, структура и изотопный состав топлива, накопление продуктов деления. Программы исследований топлива ВВЭР, как правило, включают в себя определение выгорания топлива.

Целью данной работы является определение закономерностей распределения локального выгорания топлива по радиусу топливных таблеток твэлов ВВЭР-1000 с различным средним по сечению выгоранием.

В данной работе использовались данные по распределению локального выгорания топлива по радиусу топливной таблетки (рисунок 1), которые были получены методом рентгеноспектрального электронно-зондового микроанализа с определением накопления неодима, концентрация которого пропорциональна выгоранию.

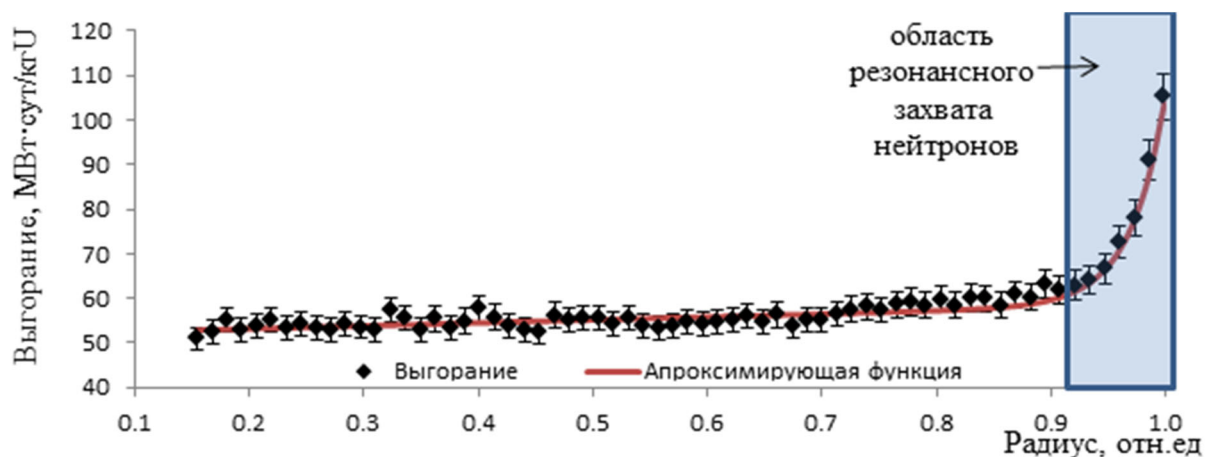


Рисунок 1 – Типичное распределение локального выгорания по радиусу топливной таблетки твэла ВВЭР-1000, отработавшего до среднего выгорания 60 МВт·сут/кгU

Распределение выгорания топлива по радиусу можно аппроксимировать следующей функцией:

$$B(r) = B_0 + A(r - r_0) + (B_{\max} - B_0)e^{C(r-1)}, \quad (1)$$

где r – относительный радиус таблетки, B_0 – постоянная составляющая выгорания, B_{\max} – максимальное выгорание ($B(r)$ при $r = 1$), A и C – постоянные коэффициенты.

Уравнение 1 является нелинейным уравнением, и в прямом виде использовать его для определения постоянных коэффициентов нельзя. Однако учитывая малую протяжённость области резонансного захвата нейтронов, функцию $B(r)$ можно разложить на две составляющие:

при $r_0 \leq r \leq r_{\text{pz}}$:

$$B_1(r) = B_0 + A(r - r_0), \quad (2)$$

при $r_{\text{pz}} \leq r \leq 1$:

$$B_2(r) = B(r) - B_1(r) = (B_{\max} - B_0)e^{C(r-1)}, \quad (3)$$

где, r_{pz} – начало зоны резонансного захвата нейтронов, r_0 – центр топливной таблетки.

Параметры аппроксимирующей функции определялись с помощью метода множественного линейного регрессионного анализа.

Параметры функции были получены для образцов топлива со средним по сечению выгоранием от 19 до 79 МВт·сут/кгU. На рисунке 1 приведён типичный вид этой функции, которая может быть получена по результатам определения её коэффициентов.

В работе показано, что параметры функции B_0 , B_{max} и A с ростом среднего выгорания линейно возрастают (рисунок 2), а параметр C , определяющий ширину области резонансного захвата нейтронов, остаётся постоянным (рисунок 3). Увеличение коэффициента A с ростом среднего выгорания связано, по-видимому, с накоплением продуктов деления, которые поглощают нейтроны.

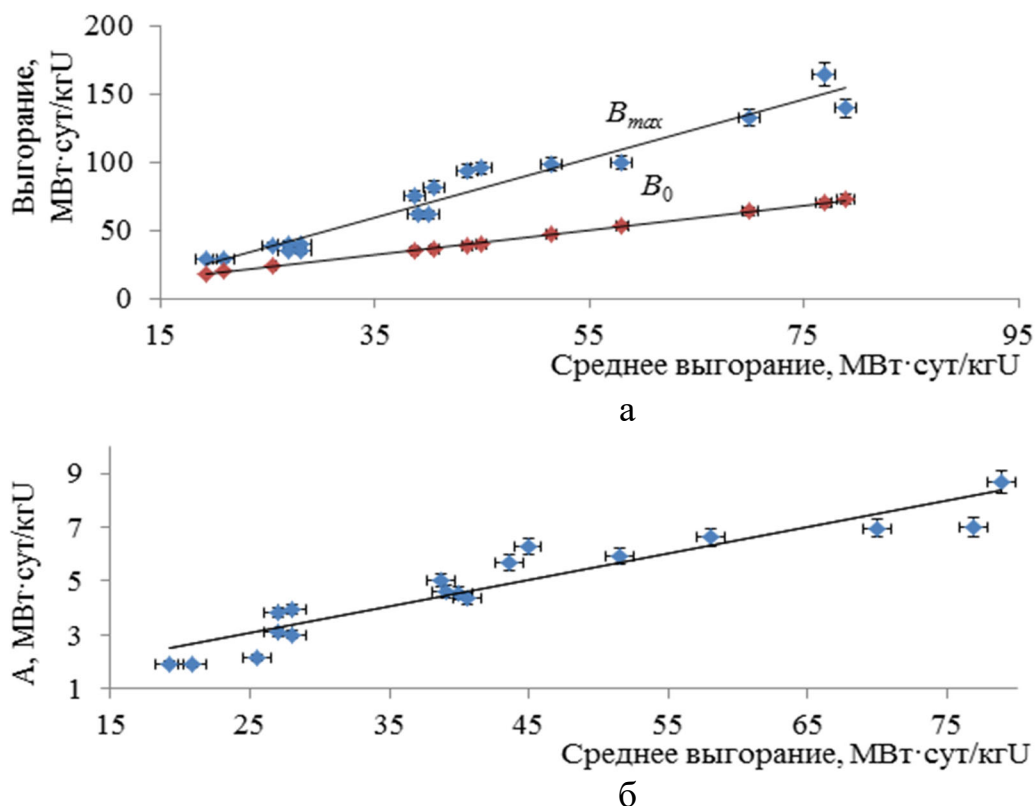


Рисунок 2 – Изменение минимального и максимального выгорания топливной таблетки от среднего по сечению выгорания (а) и изменение линейного коэффициента A от среднего выгорания (б).

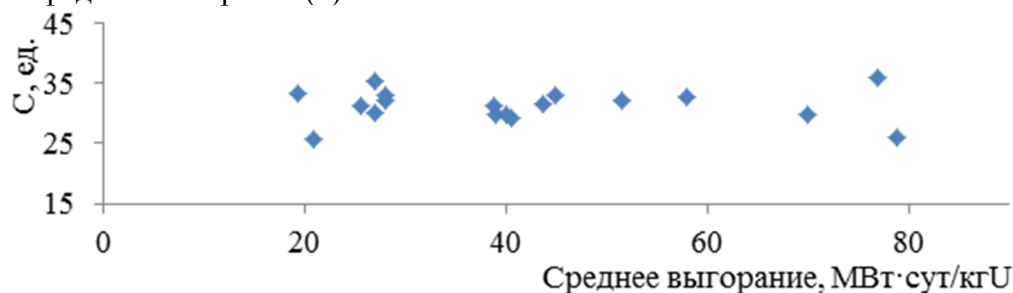


Рисунок 3 – изменение коэффициента C от среднего выгорания.

Не зависящее от выгорания значение коэффициента C связано с депрессией нейтронного потока резонансных нейтронов по экспоненциальному закону вдоль радиуса таблетки.

Анализ данных показал, что параметры B_0 , B_{max} и A пропорциональны среднему выгоранию B_{cp} с коэффициентами 0,89, 0,11 и 1,83, а параметр C , является постоянным и его значение составляет 30. Подставив эти значения в формулу (1), аппроксимирующая функция примет вид:

$$B(r) = 0,89 \cdot B_{cp} + 0,11 \cdot B_{cp} (r - r_0) + (1,83 \cdot B_{cp} - 0,89 \cdot B_{cp}) e^{30(r-1)}, \quad (4)$$

На рисунке 4 представлены результаты радиального распределения выгорания в 4-х топливных таблетках ВВЭР-1000 после облучения до среднего по сечению таблеток выгорания 21, 41, 58 и 77 МВт·сут/кг U. Все аппроксимирующие функции на рисунке 4 построены с использованием формулы (4).

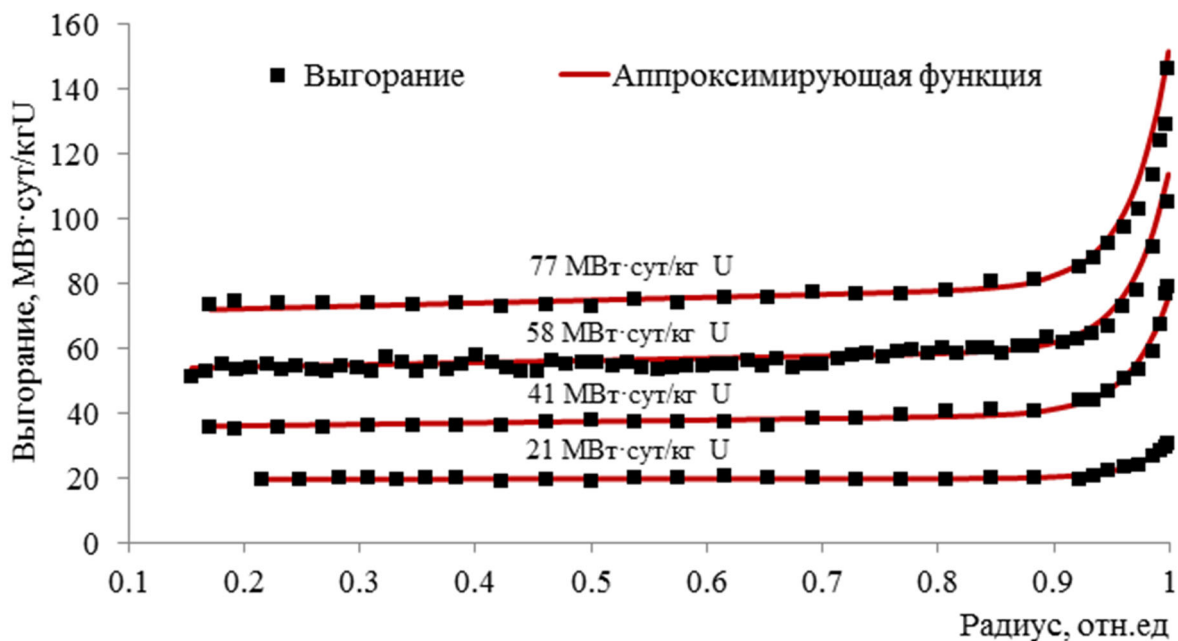


Рисунок 4 – Типичные распределения локального выгорания по радиусу в 4-х топливных таблетках ВВЭР-1000 и типичный вид 4-х аппроксимирующих функций

Таким образом, в работе определены параметры функции распределения локального выгорания по радиусу топливных таблеток твэлов ВВЭР, а также коэффициенты пропорциональности между данными параметрами и средним выгоранием топлива. С помощью этих коэффициентов получена формула, позволяющая рассчитать выгорание в любой части топливной таблетки с минимумом начальных данных (диаметр таблетки и среднее выгорание в ней), не прибегая к трудоёмким разрушающим методам.

ИССЛЕДОВАНИЕ СОСТОЯНИЯ СМАЗОЧНО-ОХЛАЖДАЮЩЕЙ ЖИДКОСТИ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СХЕМАХ ФИЛЬТРАЦИИ (ОБРАБОТКА СИЛИЦИРОВАННОГО ГРАФИТА)

А.М. Кузьмин¹, С.Г. Чулкин²

¹АО «ЦКБМ», г. Санкт-Петербург

²ФГБОУ ВО «СПбГМТУ», ФГБУН «ИПМаш РАН», г. Санкт-Петербург

Известно, что Углеродистые материалы могут применяться в качестве вкладышей радиальных и упорных подшипников, направляющих втулок, пластин, поршневых колец, уплотнений в различных механизмах. Преимуществом этих материалов является то, что они способны работать без смазки в условиях

высоких или низких температур (от +2000 °С, до -200°С), а также при очень высоких скоростях скольжения (до 100 м\с), в агрессивных средах, в условиях радиационного воздействия и так далее. Антифрикционные свойства резко ухудшаются в вакууме и в среде осушенных газов (водород, азот, аргон, углекислый газ). Также негативно влияет концентрация паров жидкостей или масел, образующих тонкие пленки на трущихся поверхностях.

Углеродистые материалы, в том числе силицированные графиты крайне сложны к механической обработке в связи с неоднородностью материала, а также высокой твердостью.

В данной работе реализовано исследование загрязнения СОЖ при различных вариантах фильтрации, а именно:

1. Фильтрация после стандартной системы очистки ультразвукового станка.
2. Чистая СОЖ.
3. Фильтрация фильтром тонкой очистки.
4. Фильтрация при конструктивном изменении системы очистки станка и отключении центрифуги станка.

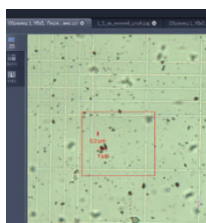
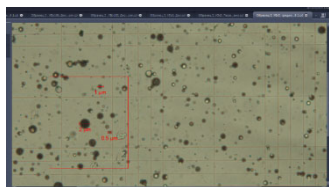


Рисунок 1. Перемешанный слой СОЖ. (стандартная схема с центрифугой) Увеличение 5-ти кратное.

В качестве СОЖ была исследована СОЖ Castrol 81EF концентрация 3-5%.

Образцы для исследования были исследованы на микроскопе были получены посредством профессионального микроскопа Carl Zeiss Axio lab A1. Анализировались цифровые фотографии (фотография 1 и фотография 2).



Для реализации сравнительного исследования СОЖ были сделаны 24 замера.

Рисунок 2. Средний слой СОЖ после модернизации. Увеличение 5-ти кратное.

При анализе полученных данных было отмечено следующее:

При различной очистке образуются различные взвеси по размеру.

При различной очистке образуются различные взвеси по форме.

При различной очистке образуются различные взвеси по количеству взвесей.

Отключение центрифуги станка существенно влияет на степень очистки СОЖ.

На основе проведённого исследования состояния СОЖ при различных схемах фильтрации (обработка силицированного графита) были сделаны следующие выводы:

Изменение степени очистки благоприятно влияет на качество СОЖ.

Количество взвесей графита меньше в СОЖ с модернизированной очистной системой.

Размер взвесей графита уменьшается при использовании модернизированной системы очистки СОЖ, а также при отключении центрифуги станка.

Требуется наработка результатов по износостойкости станка.

РАСПУХАНИЕ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ «ДИОКСИД УРАНА — СИЛУМИН» В ОПЫТНЫХ ТВЭЛАХ РЕАКТОРА СМ

Илгиз Ф. Гильмутдинов, В.Ю. Шишин, Ф.Н. Крюков, В.В. Пименов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Настоящая работа является продолжением исследований, направленных на расширение экспериментальных возможностей реактора СМ для высокодозового облучения материалов атомной техники и повышения наработки изотопной продукции. Важная часть модернизации реактора связана с созданием твэла с меньшим поглощением нейтронов. Использование таких твэлов позволит повысить плотность потока нейтронов, увеличит запас реактивности реактора, снизит концентрацию и потребление топлива [1].

Ранее проведенные реакторные испытания и материаловедческие исследования первого из трех предложенных вариантов исполнения твэлов – с монолитным (сплошным) сердечником на основе гранул диоксида урана в матрице из силумина выявили некоторые их особенности, ограничивающие ресурс, и предполагаемые возможности твэлов второго и третьего вариантов исполнения [2]. Испытания и исследования твэлов второго исполнения – с вытеснителем в сердечнике и такой же, как и в твэлах первого исполнения, топливной композицией показали их преимущества, которые выражаются в отсутствии перегрева, существенно меньшем распухании и взаимодействии компонентов топливного сердечника и, как следствие, меньшем формоизменении твэлов.

В докладе рассмотрены реакторные испытания твэлов второго варианта исполнения и их послереакторные материаловедческие исследования. Основное внимание уделено анализу распухания топливной композиции как одного из явлений, влияющих на работоспособность твэла. Проведен анализ распухания топливной композиции. Показано, что из трех возможных составляющих распухания основной вклад вносит распухание за счет газовых продуктов деления, примерно 3/4 общего распухания. Взаимодействие компонентов топлива приводит к уплотнению сердечника, способствует некоторой компенсации распухания, увеличивающейся по мере увеличения доли взаимодействия [3].

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ РАСТВОРЕНИЯ / ВЫПАДЕНИЯ ГИДРИДОВ В СПЛАВЕ ЦИРКОНИЯ МЕТОДОМ ДИФФЕРЕНЦИАЛЬНОЙ СКАНИРУЮЩЕЙ КАЛОРИМЕТРИИ

Д.М. Сорбат, Е.П. Белан

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Циркониевые сплавы широко используются в качестве конструкционных материалов активных зон водоохлаждаемых ядерных реакторов. Взаимодействуя

с теплоносителем, циркониевые изделия окисляются и поглощают часть освобожденного «коррозионного» водорода, что приводит при определенных условиях к образованию гидридной фазы. Условия, при которых водород, поглощенный циркониевыми изделиями из теплоносителя, будет находиться в твердом растворе без образования хрупкой гидридной фазы, изучаются уже на протяжении многих лет. Однако для многокомпонентной системы Zr-1%Nb-(1,1-1,3)%Sn-(0,3-0,4)%Fe (сплав Э635), которая активно внедряется в отечественную атомную промышленность в последние годы, этот вопрос остается открытым. Целью работы было экспериментально определить температуры растворения/выпадения гидридов в сплаве Э635 с содержанием водорода 80, 150, 300 и 500 ppm.

Измерения выполняли методом дифференциальной сканирующей калориметрии. Скорость нагрева/охлаждения составляла 20 °С/мин., максимальную температуру испытания варьировали в диапазоне 450 - 600 °С.

Установлено, что температура растворения гидридов не зависит от параметров испытания образцов и составляет 320, 370, 435 и 500 °С при концентрации водорода 80, 150, 300 и 500 ppm соответственно. Температура выпадения гидридов зависит от максимальной температуры испытания, до которой предварительно нагревался образец (T_{max}). Обнаружено, что разница между температурой растворения и выпадения гидридов (температурный гистерезис) при максимальной температуре испытания на 80 °С выше температуры растворения гидридов составляет 51 ± 1 °С (скорость охлаждения составляла 20 °С/мин.). При повышении максимальной температуры нагрева до 500 °С температурный гистерезис увеличивается. В диапазоне максимальной температуры 500 - 600 °С изменений температурного гистерезиса не наблюдается.

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

ВЛИЯНИЕ ФТОРИРОВАННОГО ГРАФЕНА НА ПРОЦЕССЫ ТРЕНИЯ И ИЗНОС ПРИ СКОЛЬЖЕНИИ

А.М. Кузьмин¹, С.Г. Чулкин²

¹АО «ЦКБМ», г. Санкт-Петербург

²ФГБОУ ВО «СПбГМТУ», ФГБУН «ИПМаш РАН», г. Санкт-Петербург

В данной работе реализовано исследование влияния агрегатов фторированного графена на трение пористых тел из железа, пропитанных смазочной композицией.

В качестве дисперсионной среды для создания смазочных композиций с высокодисперсными агрегатами фторированного графена использовали смазочное масло марки Kluber Constant GLY 2100.

Образцы для пропитки смазочной композицией с агрегатами фторированного графена были получены прессованием из порошка меди марки ПМС-1, соответствующего ГОСТ 4960-2009, с размерами частиц до 100 мкм. Пористость образцов составляла 30%.

Для реализации сравнительного исследования антифрикционных свойств пропитанных образцов, в условиях трения скольжения по круговой траектории по схеме «ролик – плоскость» была использована универсальная машина трения модели ИИ 5018.

При анализе смазочного действия смазочной композиции было отмечено следующее:

1. При создании смазочной композиции полярно-активные молекулы масла адсорбируются на агрегаты из чешуек фторированного графена.

2. В процессе пропитки в поры проникают агрегаты фторированного графена с адсорбированными на них полярно-активными молекулами масла, часть которых адсорбируется на поверхность внутри пор.

3. При контактном взаимодействии пропитанного образца с цилиндром происходит выдавливание смазочной композиции с агрегатами графена, в результате чего происходит взаимодействие полярно-активных веществ, адсорбированных на поверхности графена и его чешуек с поверхностью цилиндра.

4. При относительном перемещении трущихся тел трение снижается, с одной стороны, за счёт наличия полярно-активных молекул масла, а с другой стороны, за счёт слабых связей между чешуйками агрегатов фторированного графена.

5. В процессе изнашивания, наряду с частицами износа в зону трения попадают частицы графена, обладающие антифрикционным действием. В связи с этим, смазочные композиции снижают трение лучше, чем базовое смазочное масло.

6. Повышение концентрации в масле агрегатов фторированного графена не приводит к существенному снижению трения относительно меньшей концентрации, что может быть связано с выдавливанием из пор относительно равных объемов смазочного вещества в зону трения, с учётом повышения вязкости [2].

Выводы:

1. Закономерности кинетики изменения средней силы внешнего трения скольжения пористого материала на основе меди, пропитанного смазочным маслом с дисперсными частицами фторированного графена по поверхности цилиндра из стали ШХ15 имеют сигмоидально-ступенчатый характер.

2. С увеличением концентрации агрегатов из чешуек фторированного графена в смазочном масле средняя сила и коэффициент трения снижаются.

3. Средняя работа силы трения, а соответственно и энергетические потери на трение, при добавлении в смазочное масло 0,01% агрегатов из чешуек фторированного графена уменьшается на 3720,9Дж, а при добавлении 0,1% – на 4097,7Дж.

4. Средний коэффициент трения при добавлении в смазочное масло 0,01% агрегатов из чешуек фторированного графена уменьшается на 27%, а при добавлении 0,1% – на 30%.

5. Для пропитки экономически целесообразно использовать смазочное масло с 0,01% агрегатов из чешуек фторированного графена, поскольку существенное повышение концентрации не приводит к ощутимому антифрикционному эффекту.

ОСВОЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ТРУБНОЙ ЗАГОТОВКИ ИЗ СПЛАВА 42ХНМ МЕТОДОМ ГОРЯЧЕЙ ПРОШИВКИ НА СТАНЕ ПОПЕРЕЧНО-ВИНТОВОЙ ПРОКАТКИ

А.Ю. Кураев¹, А.И. Кузнецов¹, С.Н. Тимошин¹, А.В. Митрошенков¹,
Г.В. Сапожников², С.П. Поздеев²

¹ПАО «МСЗ», г. Электросталь

²ОАО «НИИМТ», г. Ижевск

Благодаря высоким коррозионным свойствам в воде и паре при высоких температурах, высокой радиационной стойкости, приемлемой технологичности, трубы из сплава 42ХНМ находят широкое применение в ядерных энергетических установках. Основной областью применения труб из сплава 42ХНМ являются оболочки тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), поглощающих элементов (ПЭЛов), стержней выгорающего поглотителя (СВП), рабочих источников нейтронов (РИН) ядерных энергетических реакторов с водным теплоносителем [1,2,3,4,5]. Сплав по своим свойствам также обладает перспективой использования систем первой стенки термоядерного реактора ИТЭР [6,7]. Для перспективных активных зон плавучих энергоблоков (ПЭБ) и атомных станций малой мощности (АСММ) с повышенными ресурсными характеристиками рекомендовано использовать твэлы с оболочками из хромоникелевого сплава 42ХНМ [8]. Также сплав 42ХНМ рассматривается в качестве перспективного конструкционного оболочечного материала ТВЭЛов толерантного топлива водо-водяных энергетических реакторов ВВЭР [9,10].

В связи с общемировой тенденцией к повышению надежности и увеличению ресурса работы оборудования АЭС, наряду со многими задачами существует также задача повышения характеристик технологичности трубной продукции из сплава 42ХНМ, предназначенной для изготовления изделий активных зон энергетических реакторов.

Например, до недавнего времени установленный срок службы ПЭЛа ПС СУЗ ВВЭР-1000 составлял 10 лет, из которых до 3-х лет ПЭЛ применялся в группе автоматического регулирования. После проведенных в АО «ГНЦ НИИАР» послереакторных материаловедческих исследований двух ПС СУЗ с ПЭЛами конструкции 2173.00.000, отработавших в течение 3075,87 эфф.сут (или 10 календарных лет) в реакторе ВВЭР-1000 1-го блока Калининской АЭС, специалистами АО «ГНЦ НИИАР» были даны рекомендации об увеличении назначенного ресурса ПЭЛов конструкции 2173.00.000 с комбинированным порошковым поглощающим сердечником по крайней мере до 15 лет. Также отмечено, что возможность дальнейшего увеличения назначенного срока службы ПС СУЗ с ПЭЛами данной конструкции может быть определена послереакторными исследованиями после более длительной эксплуатации [11].

В настоящее время в соответствии с технологическим процессом полые гильзы для изготовления оболочечных труб из сплава 42ХНМ получают методом глубокого сверления и последующей расточки и обточки до требуемого размера. Однако данный метод, несмотря на свое широкое применение, имеет существенный недостаток в виде высокого расходного коэффициента металла.

Перспективным направлением повышения технологичности труб из сплава 42ХНМ, направленным на снижение себестоимости, повышение производительности, является использование трубной заготовки (гильз) из сплава 42ХНМ, полученных методом горячей прошивки на стане поперечно-винтовой прокатки.

С целью оптимизации способа получения гильз для изготовления оболочечных труб из сплава 42ХНМ с точки зрения рационального использования металла трубной заготовки был проведен комплекс работ, включающих: изготовление опытной партии гильз, полученных методом горячей прошивки на стане поперечно-винтовой прокатки, а также исследование свойств полученных гильз.

Проведенные исследования качества материала трубной заготовки (гильз) подтвердили принципиальную возможность изготовления гильз из сплава 42ХНМ методом горячей прошивки на стане поперечно-винтовой прокатки на качественном уровне.

Горячая прошивка на стане поперечно-винтовой прокатки не привела к ухудшению по загрязненности сплава 42ХНМ неметаллическими включениями, а также по механическим свойствам, измеренным при комнатной температуре. По результатам исследований макроструктуры образцов, отобранных с обоих концов гильз на расстоянии около 30 мм от края, на поперечных темплетах не выявлено трещин, расслоений, шлаковых включений, видимых невооруженным глазом.

По результатам материаловедческих исследований гильз из сплава 42ХНМ было принято решение продолжить дальнейшие работы по изготовлению тонкостенных оболочечных труб из новой прогрессивной трубной заготовки.

ВНСОДЕ — КОД НАУЧНОГО РУКОВОДИТЕЛЯ ДЛЯ РАСЧЁТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

А.А. Перегудов, И.В. Тормышев, М.Ю. Семенов,
В.А. Мишин, Я.В. Дьяченко, Э.М. Дзугкоева

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск

Для научного сопровождения реакторной установки БН-600 в ГНЦ РФ-ФЭИ в 2010 году была разработана и внедрена система ModExSys. Основной задачей научного сопровождения РУ БН-600 является расчетное обоснование безопасной работы реактора.

За годы использования система ModExSys показала высокую эффективность. В рамках работ по сопровождению с помощью системы ModExSys ведется контроль параметров, необходимых для обеспечения безопасной работы реактора БН-600. При этом расчетная и экспериментальные величины запаса реактивности совпадают с точностью не хуже $\pm 0.1\% \Delta k/k$.

В последние годы реактор БН-600 активно используется не только как энергетический реактор, но и для облучения ТВС с нитридным топливом, с которыми ModExSys не может корректно работать. Кроме того, за прошедшие годы произошли изменения, связанные с доступными вычислительными возможностями, а также с повышением требований к точности и надежности расчетных предсказаний.

Необходимость оперативного учета растущих потребностей сопровождения реактора БН-600, а также ввод в эксплуатацию реактора БН-800, для которого также стоит задача научного сопровождения, привели к необходимости разработки кода сопровождения нового поколения, который бы учитывал достоинства и недостатки, обнаруженные при использовании системы ModExSys, позволил бы гибко учитывать актуальные потребности научного сопровождения как реактора БН-600, так и реактора БН-800, а в перспективе, мог бы быть адаптирован и для сопровождения проектируемого реактора БН-1200. Такой код должен иметь более развитые возможности расчетного моделирования, более гибкий, удобный и современный интерфейс.

В качестве стартовой версии нового кода сопровождения послужила система TRIUM800, созданная специально для расчетного сопровождения реактора БН-800. Данный код в настоящее время активно используется в своей области применения. В отличие от системы ModExSys он основан на использовании не только диффузионного, но и транспортного приближения – в него в качестве расчетных модулей включены программы TRIGEX (диффузионное приближение; приближение точки на кассету в плане или нодальная схема, примерно эквивалентная 6-ти точкам на кассету в плане; до 26 энергетических групп), ММК-К и ММК-С (транспортное P_N -приближение; метод Монте-Карло; 26 и 299 энергетических групп или использование поточечных нейтронных данных, подобно тому, как это делается в программе MCNP). Имеется возможность поэлементного расчета РО СУЗ и комбинированных ЭТВС.

В настоящее время завершена работа по разработке усовершенствованного кода сопровождения нового поколения – VNCode, под единой платформой которого объединены два реактора: БН-600 и БН-800.

В докладе будут продемонстрированы расчетно-экспериментальные расходы в эффективности стержней СУЗ, максимального запаса реактивности, параметра критичности и др. при эксплуатации:

- гибридной активной зоны реактора БН-800;
- реактора БН-600 в 75-ую микрокомпанию.

РАЗРАБОТКА ФЕРРИТНОЙ СТАЛИ НА ОСНОВЕ СИСТЕМЫ «ЖЕЛЕЗО — ХРОМ — АЛЮМИНИЙ — КРЕМНИЙ» ДЛЯ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

М.Д. Савельев, Б.А. Тарасов, А.А. Голубничий

АО «ВНИИНМ», г. Москва

В настоящее время в мире ведутся исследования топлива для легководяных ядерных реакторов, имеющего повышенную устойчивость к тяжёлым запроектным авариям. Одним из направлений исследований является изучение и разработка материалов для оболочек тепловыделяющих элементов. Среди кандидатных материалов рассматриваются стали различного состава. Ранее авторами было установлено, что сплавы состава Fe-5%Cr-5%(Al+Si) имеют высокую коррозионную стойкость в воде высоких параметров (523 К, 16 МПа) [1]. И не подвержены явлению распада твёрдого раствора, характерному для железо-хром-алюминиевых сталей [2]. Однако, одним из основных требований к материалу оболочек ТВЭлов водо-водяных реакторов является сохранение высоких прочностных характеристик на протяжении всей топливной кампании.

Для оптимизации термомеханической обработки и достижения наилучших прочностных характеристик была проведена серия отжигов при различных температурах.

Параллельно была использована технология упрочнения материала путём введения дисперсно-упрочняющих оксидных частиц Y_2O_3 .

Целью данной работы является установление закономерностей изменения прочностных характеристик низкохромистой стали на основе Fe-Cr-Al-Si и оценка структурных и размерных факторов дисперсно-упрочняющих частиц оксида иттрия, полученных методом горячего прессования и последующей холодной деформацией.

В данной работе рассмотрены сплавы, содержащие 5 мас.% Cr, 5 мас.% (Al+Si) и дополнительно легированные для повышения комплекса свойств различным количеством Nb, Ti, Zr, Mo, В и Y.

Показано, что наблюдается резкое падение микротвёрдости для изучаемых сплавов после отжига в интервале температур 600-700 °С.

Проведённые в ПЭМ исследования показали, что исходные частицы оксида иттрия растворяются в процессе механоактивации и выпадают при спекании в виде алюминий-содержащей фазы, вероятнее всего алюмо-иттриевого граната. Получено распределение частиц по размерам, а так же изучена эволюция распределения частиц после деформации и рекристаллизационного отжига. Обнаружено, что форма и параметры распределения частиц по размерам не претерпевает изменения, сохраняя подобие с исходным распределением.

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СПЛАВА Э110 В ПРОДОЛЬНОМ НАПРАВЛЕНИИ ПОСЛЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1000*

А.О. Мазаев, Г.П. Кобылянский, Е.В. Чертопьятов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Для оценки запаса несущей и деформационной способности оболочек твэлов при эксплуатации в реакторах ВВЭР-1000 необходимы данные по радиационному упрочнению и снижению пластичности оболочек из сплава Zr-1%Nb (сплав Э110) не только в поперечном, но и в продольном направлении.

На оболочки твэлов при эксплуатации в энергетическом реакторе воздействует не только облучение, но и другие факторы, такие как механические нагрузки со стороны теплоносителя и топлива, а также коррозионные процессы, проявляющиеся в образовании оксидной плёнки на поверхности и гидрировании материала оболочки. Влияние параметров эксплуатации твэлов до выгораний ~ 20 и ~ 70 МВт·сут/кгU в реакторе ВВЭР-1000 на механические свойства оболочек в поперечном направлении и морфологию гидридной фазы описано в работах [1-3].

Целью данной работы является определение изменений механических свойств оболочек твэлов из сплава Э110 в продольном направлении после эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000 до выгораний топлива ~ 20 и ~ 70 МВт·сут/кгU по сравнению с механическими свойствами оболочечной трубы до облучения.

Для исследований использовали твэлы двух тепловыделяющих сборок (ТВС) ВВЭР-1000: с глубиной выгорания топлива 20 МВт·сут/кг U и 72 МВт·сут/кг U, с длительностью эксплуатации один год и шесть лет соответственно. Предметом исследований являлись оболочки этих твэлов, выполненные из циркониевого сплава Э110 (Zr-1% Nb), номинальный наружный диаметр до облучения которых составлял 9,1 мм, а внутренний – 7,73 мм. Топливный сердечник изготовлен из таблеток диоксида урана диаметром 7,57 мм с центральным отверстием диаметром 1,4-1,5 мм. Твэлы были заполнены гелием под давлением $2,0 \pm 0,2$ МПа.

Механические характеристики (предел прочности σ_b , условный предел текучести $\sigma_{0,2}$ и общее относительное удлинение δ_o) оболочки твэла в продольном направлении определяли по результатам испытаний на растяжение сегментных образцов, которые вырезали из области твэла, соответствующей середине топливного столба. Вырезку сегментных образцов осуществляли электроэрозионным способом из фрагментов твэлов, топливо из которых предварительно удаляли вытравливанием в азотной кислоте. Испытания проводили на универсальной испытательной машине при температурах 20°C и 380°C. Скорость перемещения активного захвата составляла 1 мм/мин. Относительная погрешность

* Исследования были проведены при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований, проект № 19-08-00799 А.

определения механических свойств на уровне доверительной вероятности 0,95 не превышала 5% для значений σ_b и $\sigma_{0,2}$ и 10% - для значений δ_0 .

Радиационное воздействие при эксплуатации твэлов в реакторе вызвало упрочнение и снижение пластичности оболочек в продольном направлении. При этом механические свойства оболочек твэлов, отработавших в реакторе ВВЭР-1000 в течение одного года и шести лет, в пределах разброса данных практически не различимы, что совпадает с выводами работы [4] о том, что с ростом флюенса нейтронов (повреждающей дозы) механические свойства сплава Э110 выходят на постоянный уровень.

Увеличение условного предела текучести произошло в большей мере, чем предела прочности. Так, при комнатной температуре значения σ_b в результате эксплуатации возросли от 445 до 590 МПа, а $\sigma_{0,2}$ – от 288 до 535-550 МПа. При температуре 380°C эти значения стали меньше, чем при комнатной температуре, и изменились от 208 до 365-375 МПа и от 121 до 357 МПа соответственно.

Общее относительное удлинение оболочки после эксплуатации твэлов уменьшилось (с 37-41% до 7-8% после одного года эксплуатации и до 8-10% после эксплуатации в течение 6 лет), повышение же температуры испытания от комнатной до 380°C не привело к существенному изменению этой характеристики пластичности.

РАЗРАБОТКА МЕТОДА НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ НЕРАВНОМЕРНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ГАДОЛИНИЯ В СТЕРЖНЯХ ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ

А.А. Ушаков, Л.Е. Шевченко

ПАО «МСЗ», г. Электросталь

Стержни выгорающего поглотителя (СВП) предназначены для комплектации тепловыделяющих сборок активных зон судовых реакторных установок с целью компенсации запаса реактивности на выгорание топлива и обеспечения развитого профилирования энерговыделения по высоте и радиусу активной зоны. Конструктивно СВП представляет собой оболочку из хромоникелевого сплава 42ХНМ, в которой находятся поглощающие материалы (ПМ) в виде порошков. В качестве ПМ используются композиции оксидов гадолия, ниобия, циркония (КГНЦ) и оксидов гадолия, иттрия, циркония (КГИЦ). С торцов оболочка загерметизирована концевыми деталями также из сплава 42ХНМ.

Для обеспечения правильной и безопасной работы активной зоны транспортных реакторов конструкторской документацией предусмотрен контроль неравномерности распределения гадолия в ПМ по длине СВП.

В настоящее время на ПАО «МСЗ» контроль неравномерности распределения гадолия в СВП разрушающий и проводится путем разрезки изделия на несколько равных участков, определением содержания гадолия в каждом участке и сравнением полученных значений.

У действующей методики для контроля неравномерности распределения гадолия имеется ряд недостатков: высокая трудоемкость и необходимость разрушения изделий для проведения контроля.

Поэтому было принято решение опробовать гамма-абсорбционный метод контроля, применяемый при изготовлении U-Gd топлива. Этот метод основан на способности композиций КГНЦ и КГИЦ, за счет содержащегося в них гадолия, поглощать гамма излучение.

Для проведения экспериментальной части были выполнены следующие этапы:

- изготовлены имитаторы СВП с различным содержанием оксида гадолия для определения чувствительности метода к изменению количества этого элемента;
- собран лабораторный стенд с гамма-абсорбционным узлом измерения. В качестве источника ионизирующего излучения (ИИИ) использовался источник Am-241 с номинальной активностью $9,1 \times 10^9$ Бк;
- проведены испытания образцов.

В качестве аналитической области для оценки чувствительности системы использовалась активность характеристического гамма-излучения Am-241 в области энергий 100-120 кэВ.

Результаты экспериментальной части показали:

- с увеличением содержания оксида гадолия в матрице анализируемого образца наблюдается пониженный счет импульсов в аналитической области;
- результаты измерений для образцов с различным процентным содержанием оксида гадолия с хорошим приближением аппроксимируются степенной функцией.

Применение данной методики для контроля неравномерности распределения гадолия в СВП взамен действующей (метода атомно-эмиссионной спектроскопии) позволит:

- значительно снизить трудоемкость контроля. В случае гамма-абсорбционного метода изделие контролируется «на проход» с заданной дискретностью в течение нескольких минут. А в случае атомно-эмиссионной спектроскопии определение содержания гадолия занимает до 80 часов.
- увеличить выход годного. Контроль изделий происходит без разрушения, а контролируемые изделия используются для формирования комплекта для поставки заказчику.

РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

ИЗУЧЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ФАЗОВОГО СОСТАВА ИМИТАТОРОВ ОБЛОМКОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙТИ» В УСЛОВИЯХ, ОПРЕДЕЛЯЮЩИХ УСКОРЕННОЕ СТАРЕНИЕ

А.А. Колобова, С.В. Томилин, Д.М. Яндаев, М.Г. Дмитриев,
Е.А. Прыжевская, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

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

Для максимального воспроизведения ситуации на АЭС «Фукусима-Дайти» было изготовлено два вида образцов: «металлическая» фаза, имитирующая обломки топлива с конструкционными материалами и «силикатная» фаза, имитирующая взаимодействие обломков топлива с бетоном.

В качестве одного из методов определения изменения структуры образцов под воздействием деградирующих факторов применялся рентгенофазовый анализ.

Цель настоящей работы заключалась в определении изменений фазового состава-имитаторов обломков ядерного топлива АЭС «Фукусима-Дайти» под воздействием разрушающих факторов, таких как ионизирующее излучение и нахождение их в солевом растворе.

Изучению фазового состава подвергались образцы «металлической» и «силикатной» фаз с включением ^{244}Cm и без ^{244}Cm после выщелачивания, а также контрольные образцы «металлической» и «силикатной» фаз с включением ^{244}Cm . В данном случае ^{244}Cm выступал в качестве мощного источника α -излучения, способствующего ускоренному «старению».

Эксперименты продолжались в течение 100 суток, предполагая, что по мере накопления повреждающей дозы на протяжении данного времени, образец подвергнется «старению» равному 50 годам, что соответствует нахождению обломков топлива в аварийных блоках.

Рентгенографический фазовый анализ проводили с использованием двух методов регистрации дифракционной картины: сцинтилляционного и фотографического.

Рентгенографирование «силикатной» фазы проводили с помощью фотометода (камера Дебая РКУ-114М, медное излучение с Ni-фильтром). Образцы представляли собой запаянный стеклянный капилляр, заполненный порошком.

Для образцов в виде таблеток («металлическая фаза») — проводили рентгенофазовый анализ на дифрактометре ДРОН-7 (медное фильтрованное излучение (Ni-фильтр)). Таблетки помещали внутрь специально сконструированной герметичной обоймы из алюминия, которая имеет окно из тонкой бериллиевой фольги со стороны входа рентгеновских лучей.

Идентификацию фазового состава проводили с использованием базы данных JCPDS и комплекса программ RENTGEN.

Контрольный образец «силикатной» фазы на 1-е сутки испытаний имел следующий фазовый состав: кубический UO_2 с параметром кристаллической решетки (пкр $a=5.468\pm 0.001\text{Å}$), фаза пирохлорового типа, близкая по рентгеновской картине к $\text{La}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$ (пкр $a=10.76\pm 0.01\text{Å}$), $(\text{U,Zr})\text{O}_x$ орторомбический, U_3O_7 тетрагональный. По мере накопления повреждающей дозы (на 100-й день наблюдения) фазовый состав образца не претерпевает изменений. Но пкр фаз UO_2 и $\text{La}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$ к этому моменту времени слегка возрастают (на $\sim 0.02\text{Å}$ и на $\sim 0.03\text{Å}$ соответственно), что возможно связано с радиационным распуханием этих фаз.

Контрольный образец «металлической» фазы на 1-е сутки испытаний содержал основную флюоритоподобную фазу $(\text{U}_{0,9}\text{Zr}_{0,1})\text{O}_2$ с параметром кубической решетки $a=5.434\pm 0.005\text{Å}$. Кроме того не исключается присутствие следовых рефлексов фазы ZrO . При накопленной к 100-ым суткам дозе самооблучения изменения основной флюоритоподобной фазы и изменений пкр не наблюдается.

Образец «металлической» фазы без кюрия на протяжении всего срока выщелачивания содержал следующие фазы: кубические UO_2 , ZrO , $\text{U}_{0,5}\text{Zr}_{0,5}\text{O}_2$. Помимо этого на 60-е сутки на рентгенограммах появились слабые дополнительные рефлексы кубической фазы Na_2ZrO_3 , наличие которой в исходном состоянии перед выщелачиванием трудно предположить. По-видимому, это является следствием поверхностных реакций фазообразования, протекающих с участием раствора выщелата.

Образец «металлической» фазы содержащий кюрий на протяжении всего срока выщелачивания имел следующий фазовый состав: UO_2 , ZrC , $\text{U}_{0,5}\text{Zr}_{0,5}\text{O}_2$. Так же на 60-е сутки на рентгенограммах появляются слабые дополнительные рефлексы кубической фазы $\text{Nd}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$, что тоже можно отнести к реакции фазообразования между раствором выщелата и образцом.

Что касается образцов «силикатной» фазы после выщелачивания (как с ^{244}Cm , так и без ^{244}Cm), то они изначально имеют сложный элементный состав, что не исключает образования большого количества различных фаз. Кроме того, анализировались различные образцы, и проследить четкую закономерность изменения фазового состава затруднительно.

Таким образом, по результатам рентгенофазового анализа была установлена практически полная неизменность фазового состава контрольных «сухих» образцов «силикатной» и «металлической» фаз на протяжении исследуемого периода времени, а также образование некоторых новых фаз в образцах, подвергшихся выщелачиванию.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПЕРЕРАБОТКИ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ВИДОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Е.А. Камаева, А.С. Кудинов, М.С. Агафонова-Мороз,
Н.В. Ковалёв, А.А. Мурзин, Н.В. Рябкова

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург

С развитием гражданской атомной энергетики появляются новые виды топлива для АЭС. К ним можно отнести перспективные виды — топливо для атомных станций малой мощности (АСММ) и толерантное топливо Accident Tolerant Fuel (ATF).

Проектируемые сегодня атомные станции малой мощности рассчитаны под топливо, имеющее повышенное обогащение, высокое выгорание и неопределённое сейчас время выдержки. На данный момент потенциальная емкость рынка малой энергетики России оценивается приблизительно в 9–12 ГВт. По оценке МАГАТЭ, мировая потребность в АСММ на период до 2030 г. может превысить 1 000 ГВт.

Большое количество различных типов реакторов, малое количество отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и разное выгорание затрудняет прямую переработку.

При проведении оценочного расчёта состава ОЯТ АСММ на базе КЛТ-40С с выгоранием 70 ГВт*сут/тТМ и обогащением уранового топлива 19% по ^{235}U было выявлено, что примерно 10% ^{235}U остаётся не выгоревшим, а это приблизительно в 10 раз больше по сравнению с ОЯТ ВВЭР-1000, поэтому целесообразно регенерировать этот уран и вовлекать обратно в ЯТЦ. Вместе с тем при переработке топлива от некоторых типов АСММ появляются высокоактивные отходы (ВАО), содержащие бериллий и/или алюминий, которые трудно включать в боросиликатное стекло. ВАО, содержащие алюминий сейчас включаются в алюмофосфатное стекло, однако в исторической перспективе от него придется отказаться. ВАО, содержащие большие количества бериллия, трудно включаются как в алюмофосфатное, так и в боросиликатное стекло, а существующий дефицит бериллия ставит вопрос о его извлечении из таких ВАО.

«Толерантное топливо» — устойчивое к авариям ядерное топливо, предназначенное для зарубежных АЭС российского дизайна с реакторами ВВЭР-1000/1200. Начало промышленного использования «толерантного топлива» ожидается к 2030 году, в первые годы в виде разовых загрузок 1–2 реакторов. К 2035 будет накоплено около 100 тонн ОЯТ ATF, но дальнейшим с переводом всех зарубежных АЭС российского дизайна с реакторами ВВЭР-1000/1200 на толерантное топливо количество такого ОЯТ возрастет в разы. Но накопленного традиционного ОЯТ ВВЭР 1000/1200 на порядки больше, а значит, что переработка по существующей технологии ещё долго будет преобладать — это позволит какое-то время смешивать «толерантное топливо» с традиционным топливом и перерабатывать их совместно.

Сейчас в ГК «Росатом» активно ведутся разработки таких перспективных видов топлива, но при этом вопрос о последующей переработке отодвинут на второй план. Из-за большого разнообразия предлагаемых топливных композиций и конструкционных материалов нельзя с уверенностью сказать по какой схеме перерабатывать будущее ОЯТ.

На данный момент в реактор загружены экспериментальные ТВС с 4 комбинациями материалов оболочки и топливной матрицы: таблетки изготовлены как из традиционного диоксида урана, так и уран-молибденового сплава с повышенной плотностью и теплопроводностью, а в качестве материалов оболочек использованы циркониевый сплав с хромовым покрытием, а также хром-никелевый сплав. Это показывает, что после промышленного внедрения толерантного топлива на переработку будет поступать отличное от «классического» ОЯТ.

Отличия ОЯТ АСММ и ОЯТ АТФ от традиционного ОЯТ очевидны, поэтому необходимо прорабатывать отдельные головные операции, включая растворение-осветление, как самостоятельные модули с последующим внедрением их в технологию существующих и строящихся перерабатывающих предприятий. При этом важно учитывать, что не для всех видов топлива будет возможно удаление трития волоксидацией. Операции фракционирования ВАО и отверждения отходов должны организовываться отлично от основной технологии РУ ТН из-за присутствия ряда необычных компонентов таких как бериллий, молибден, алюминий, хром-никелевые сплавы, а также из-за большой выдержки топлива, что делает нецелесообразным коммерческое использование продуктов деления (стронций-90, цезий-137) вследствие их низкой удельной активности.

РАДИАЦИОННАЯ И ХИМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ МОДЕЛЬНЫХ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙТИ»

С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Прыжевская, К.О. Копанева,
Д.М. Яндаев, М.Г. Дмитриев, О.В. Мурасова, В.А. Ефимов,
А.А. Лизин, М.И. Хамдеев, Д.Е. Тихонова, А.А. Колобова

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

С момента аварии на АЭС «Фукусима-Дайти» прошло 8 лет. Обломки топлива, попавшие в ходе аварии в подреакторное пространство и, частично, прореагировавшие с бетонными поверхностями, подвергаются разрушающему действию охлаждающей воды и внутреннему самооблучению. Экспериментальное подтверждение и прогноз изменения свойств таких материалов очень важны для обоснования безопасности аварийных блоков и последующих операций извлечения, контейнеризации и транспортирования обломков топлива. Цель работы заключалась в экспериментальном изучении свойств топливных

обломков АЭС «Фукусима-Дайити» в условиях, моделирующих повреждающие факторы (радиационное воздействие, повышенная температура, контактный раствор (вода с содержанием NaCl 4 ppm)).

Изготовлено два вида образцов: «металлическая» фаза, имитирующая обломки топлива с конструкционными материалами (UO_2 (56,6%), ZrO_2 (13,1%), Zr (10,0%), Fe (12,6%), SrCO_3 (1,6%), Nd_2O_3 (0,3%), La_2O_3 (0,3%), PuO_2 (3,0%), Cs_2CO_3 (2,5%)) и «силикатная» фаза, которая была получена путем сплавления бетона с «металлической» фазой. В качестве реагента, вызывающего ускоренное повреждение материала использовался изотоп кюрия-244 (0,9 % масс. в «металлической» фазе и 0,45 % масс. в «силикатной» фазе), который вводился в исходную смесь в виде нитратного раствора. Исходные смеси оксидов сплавились в атмосфере аргона при температуре 1 800 °С для получения «металлической» фазы и при температуре 1 500 °С для получения «силикатной» фазы.

Изучение микроструктуры топливо-содержащих материалов (TCM) с использованием сканирующего электронного микроскопа (Zeiss SUPRA 55WDS VP) показало возникновение микротрещин, которые образуются к 20 суткам (эквивалентно 10 годам после аварии) и развиваются вплоть до сети трещин к 60 суткам (30 лет после аварии). Это приводит к увеличению площади поверхности обломков, доступной для контакта с раствором и повышению выхода радионуклидов.

Результаты рентгенофазового анализа (дифрактометр ДРОН-7, Cu K_α -излучение) и анализ рентгенограмм свидетельствует о том, что образцы «металлической» и «силикатной» фаз под воздействием распадающегося ^{244}Cm до 100 суток испытаний демонстрируют постоянство фазового состава, отсутствие заметных изменений в угловом положении, интенсивности и ширины дифракционных линий. Параметр кубической кристаллической решетки фазы на основе UO_2 незначительно возрастает (в пределах погрешности измерений на ~ 0.02 Å). В силикатном материале параметр кристаллической решетки пирохлоровой фазы кубической сингонии также слегка возрастает (\sim на 0.03 Å). Данные факты свидетельствуют о вхождении кюрия в кристаллическую решетку этих фаз и начале процесса радиационного набухания.

Образцы выдерживали в контактном растворе, при 95 °С в течение 100 суток. Значения скоростей выщелачивания для «металлической» фазы: U — $1,3 \cdot 10^{-7}$; Pu — $5,6 \cdot 10^{-5}$; Zr — $0,3 \cdot 10^{-7}$, Cs — $0,5 \cdot 10^{-6}$, Sr — $6,7 \cdot 10^{-5}$, La — $0,9 \cdot 10^{-5}$, Nd — $3,3 \cdot 10^{-5}$, Cm — $6,4 \cdot 10^{-7}$, Fe — $31,7 \cdot 10^{-4}$ г/см²·сут. Значения скоростей выщелачивания для «силикатной» фазы U — $1,8 \cdot 10^{-7}$; Pu — $1,5 \cdot 10^{-6}$; Zr — $1 \cdot 10^{-7}$, Cs — $2,1 \cdot 10^{-5}$, Sr — $7,7 \cdot 10^{-5}$, La — $1,3 \cdot 10^{-5}$, Nd — $3,1 \cdot 10^{-5}$, Cm — $3,7 \cdot 10^{-7}$, Fe — $5,2 \cdot 10^{-4}$ г/см²·сут. Установлено, что выщелачивание урана, циркония и железа приводит к снижению прочности и повышению склонности к пылеобразованию. Установлен факт высокого выхода железосодержащих взвесей, которые сорбируют на себе значительные количества радионуклидов, и, при высыхании, превращаются в мелкодисперсную пыль, которая станет значимой проблемой для ликвидаторов на АЭС «Фукусима-Дайити».

Проведенные исследования и испытания материалов позволят говорить о том, что, в течение 50 лет хранения топливных обломков материал будет подвергнут растрескиванию без существенного изменения его механических свойств, при этом радиационное воздействие не окажет существенного влияния на свойства материала, в то время как длительный контакт с водными слабосолевыми растворами приведет к выходу различных элементов и переносу активности в раствор.

КОНТРОЛЬ КЛЮЧЕВЫХ КОМПОНЕНТОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С ПОМОЩЬЮ МУЛЬТИСЕНСОРНОЙ ПОТЕНЦИОМЕТРИИ

Ю.С. Савосина¹, М.С. Агафонова-Мороз¹, Д.О. Кирсанов²,
В.А. Бабаин², А.В. Легин², А.А. Лумпов¹

¹АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург

²ООО «Сенсорные системы», г. Санкт-Петербург

При переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) необходим своевременный и точный химический анализ производственных сред с целью обеспечения качества конечных продуктов, радиационной безопасности и экономической эффективности. Технологические растворы радиохимических производств обладают сложным химическим составом, содержат высокие концентрации кислоты (концентрация азотной кислоты может достигать 10 М), а также радиоактивны. Таким образом, количественное определение ключевых компонентов является сложной задачей.

Контроль ключевых компонентов в азотнокислых растворах с содержанием HNO_3 в диапазоне концентраций 0–4 моль/л возможен с помощью мультисенсорной потенциометрии и алгоритмов машинного обучения (хеометрики). Возможность анализа растворов с более высоким содержанием азотной кислоты требует дополнительной экспериментальной проверки.

Достоинствами сенсоров являются:

- ◆ простая пробоподготовка;
- ◆ высокая скорость выполнения анализов, время отклика сенсоров менее 10 сек;
- ◆ диапазон определяемых концентраций 10^{-5} — 1 моль/л;



Рисунок 1 – Потенциометрическая мультисенсорная система

- ◆ широкие возможности автоматизации и миниатюризации;
- ◆ возможность использования в режиме онлайн;
- ◆ высокая точность измерений (относительная погрешность 15%);
- ◆ относительно низкая цена.

Чувствительность мультисенсорной системы зависит от композиций мембран датчиков, прежде всего от выбранного ионофора. В данной работе в состав матриц сенсоров входили ионофоры на основе экстрагентов, применяемых в экстракционных системах разделения и концентрирования актинидов и лантанидов. Ранее, на рассматриваемых в данной работе сенсорах, нами были проведены исследования и доказана возможность определения уранила и тория в сложных смесях редкоземельных металлов.

В настоящей работе была изучена применимость предложенной мультисенсорной системы для количественного определения плутония (IV) в азотно-кислых растворах. Для этого были проведены измерения:

- ◆ в растворах, с концентрацией плутония (IV) 10^{-7} – 10^{-4} М в 1,5 М азотной кислоте для определения потенциометрической чувствительности сенсоров;
- ◆ в растворах с концентрацией плутония (IV) 10–50 мг/л в 1,5 М HNO_3 и 500 мг/л урана, для изучения чувствительности датчиков к Pu^{4+} в присутствии урана;
- ◆ 20 калибровочных растворов Pu (10–50 мг/л) и U (10–1 000 мг/л) в 1,5 М азотной кислоте, для моделирования рафината первого цикла PUREX процесса. Составы смесей приведены в таблице 1.

Таблица 1

Модельные раствора Pu-U в 1,5 М HNO_3

Состав раствора	Концентрация, мг/л									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Pu	0	0	0	10	10	10	20	20	20	30
U	10	400	1 000	200	600	1 000	10	400	800	200
	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
Pu	30	30	40	40	40	50	50	50	50	50
U	600	1 000	10	400	800	10	200	400	600	1 000

Многомерные данные, полученные во время измерений азотнокислых растворов смесей плутония и урана, предварительно отцентрированные и масштабированные, были обработаны с использованием алгоритма проекции на латентные структуры (PLS) помощью программы Unscrambler 9.7 (CAMO, Норвегия). На рисунке 2 представлены отклики сенсоров для плутония в присутствии урана. Для оценки эффективности построенных регрессионных моделей (Рисунок 3), были найдены, среднеквадратичные ошибки прогнозирования (RMSEP (уравнение 1):

$$RMSEP = \sqrt{\sum_{i=1}^n \frac{(Y_{i,ref} - Y_{i,pred})^2}{n}}, \quad (1)$$

где $Y_{i,ref}$ и $Y_{i,pred}$ — референтные и прогнозируемые аналиты в i -том образце, n — общее число образцов в тестовом наборе.

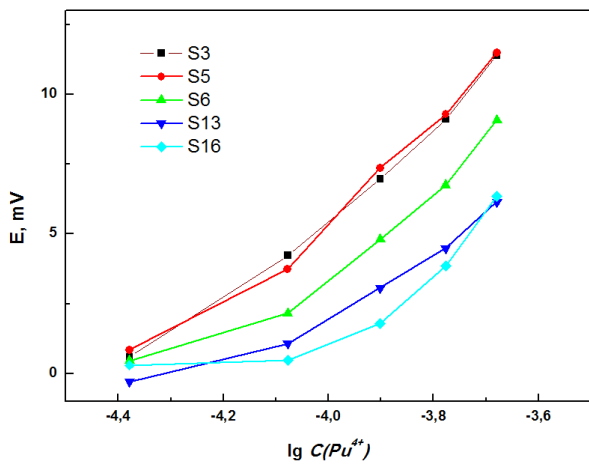


Рис.2 Кривые потенциметрического отклика для Pu^{4+} полученные в присутствии 500 мг/л U в 1.5 М HNO_3

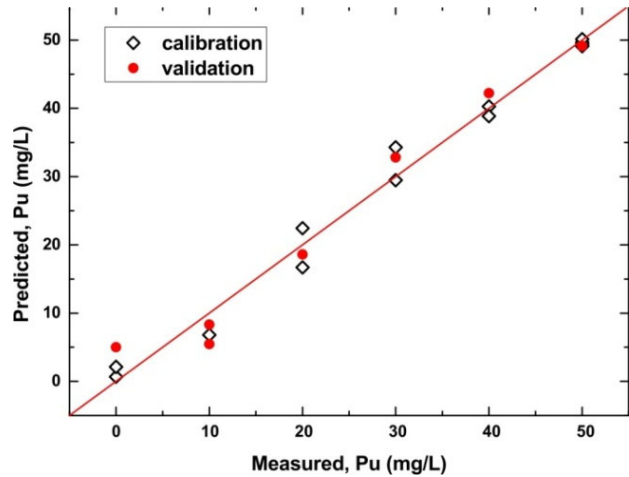


Рис. 3 График «введено-найдено» для PLS модели, модельных растворов PUREX процесса. R^2 0,98/0,94, RMSE 2,0/4,4 мг/л (калибровка/проверка).

Потенциметрическая мультисенсорная система, испытанная на модельных растворах, продемонстрировала разумные аналитические характеристики для количественного определения плутония в сложных смесях. Достигнутая точность измерений представляется приемлемой для технологического мониторинга. Результаты, полученные в рамках работы, показывают перспективу к дальнейшему развитию мультисенсорных систем.

ПОВЕДЕНИЕ ПЛУТОНИЯ И АМЕРИЦИЯ В ФОРМИАТНЫХ И ОКСАЛАТНЫХ СИСТЕМАХ

А.Р. Салахова, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева,
К.О. Копанева, А.О. Макаров

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Выделение из облученного ядерного топлива минор-актинидов: нептуния, америция и кюрия является важной задачей для замыкания ядерного топливного цикла. Высокая радиоактивность этих элементов затрудняет их захоронение и окончательную изоляцию в окружающей среде. Решением этой проблемы может стать трансмутация или выжигание минор-актинидов с последующим включением их в ядерное топливо.

В настоящее время ведется экспериментальная проверка процессов изготовления ядерного топлива и мишеней для выжигания минор-актинидов. Это требует наличия у исследователей граммовых количеств указанных элементов [1].

В АО «ГНЦ НИИАР» накоплены значительные запасы диоксида плутония энергетического происхождения и отходов от производства МОКС-топлива. Содержащийся в них плутоний-241 ($T_{1/2}=14,4$ лет) в значительной мере распался

до америция-241 ($T_{1/2}=435$ лет), что делает их ценным сырьем для наработки препарата оксида америция-241 [1,2].

Для выделения ^{241}Am из выдержанного диоксида плутония были выбраны осадительные методы, основанные на свойствах формиатов, оксалатов и ацетатов америция и плутония.

Формиатно-оксалатный метод заключается в предварительной очистке Am и Pu от примесей, которые останутся в растворе в виде растворимых формиатных комплексов и последующем раздельном осаждении оксалатов америция и плутония.

Оксалатно-ацетатный метод основан на селективном осаждении оксалата Am(III) в присутствии ацетат-ионов и последующем осаждении оксалатов Pu(III) и Pu(IV) в сильноокислой среде.

В работе обобщены результаты экспериментальной проверки условий осаждения и взаимной очистки плутония и америция в формиатно-оксалатной и оксалатно-ацетатных системах на реальной смеси Pu, Am.

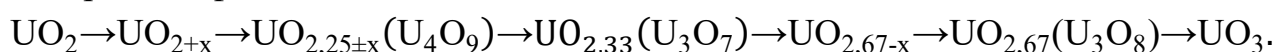
ОПРЕДЕЛЕНИЕ КИСЛОРОДНОГО КОЭФФИЦИЕНТА ДИОКСИДА УРАНА МЕТОДОМ РЕНТГЕНОВСКОЙ ДИФРАКЦИИ

Е.С. Шабурова, В.А. Орлова, И.В. Манаков, Д.Д. Галузин

ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск

Диоксид урана является основой керамического ядерного топлива. Данный вид топлива широко применяется в российских и зарубежных ядерных энергетических установках различного назначения.

Среди оксидов урана определены целые ряды фаз, переходящих одна в другую по мере окисления. Ряд окисления прослеживается через следующие дискретные фазы:



Самым изученным оксидом урана является диоксид. Важной характеристикой нестехиометрического диоксида урана, определяющей его керамические свойства, является кислородный коэффициент (КК). В настоящее время стандартным методом определения кислородного коэффициента оксидного ядерного топлива служит гравиметрия. В то же время, одним из инструментальных методов неразрушающего анализа, способным дать адекватную информацию о тонких структурных особенностях соединений является метод рентгеновской дифракции.

При определении кислородного коэффициента нестехиометрического оксида урана этим методом используется корреляционная зависимость КК от параметра кубической решетки a . Для определения КК в оксидах UO_{2+x} ($0,03 < x < 0,30$) авторами [2] предложена следующая формула:

$$a = 5,4975 - 0,4883x, \tag{1}$$

здесь a — параметр элементарной ячейки (Å),
 x — кислородный коэффициент.

Целью настоящей работы является определение кислородного коэффициента нестехиометрического диоксида урана методом рентгеновской дифракции и сравнение полученных данных с результатами стандартного определения КК гравиметрическим методом.

В качестве исследуемых образцов были выбраны диоксиды урана, полученные в лабораторных и производственных условиях через промежуточную стадию осаждения ПУА (АДУ-процесс) при различных температурах прокалики оксида UO_{2+x} .

Рентгенограммы записывались на дифрактометре ДРОН-4-13 ($CuK\alpha$ — излучение, $\lambda = 1,54178$ Å). Обработка полученных данных проводилась с использованием программного пакета Diffpac.eva, Diffpac.topas и базы данных порошковой дифрактометрии PDF-2 (версия 2014 г.).

Все образцы были идентифицированы как сверхстехиометрический диоксид урана с гранцентрированной кубической решеткой типа флюорита (CaF_2) (группа симметрии $Fm-3m$). Рассчитанные параметры элементарной ячейки и определенные на их основании КК представлены в таблице 1.

Из полученных результатов видно, что при увеличении кислородного коэффициента параметр кристаллической решетки уменьшается. Как следует из таблицы 1, значения КК нестехиометрического диоксида урана, полученные методом рентгеноструктурного анализа, хорошо соотносятся с результатами измерения КК гравиметрическим методом при 600 °С. Таким образом, эта величина составляет оптимальную конечную температуру гравиметрического определения КК.

Таблица 1

Результаты определения величины кислородного коэффициента оксидов UO_{2+x} по данным РФА и весовым методом

Образец	Параметр решетки, Å	КК по данным РФА	Кажущаяся величина КК, определенного весовым методом прокаликой оксида при температуре T , °С			
			600	650	700	750
1	5,462±0,001	2,073±0,003	2,08±0,01	2,10±0,01	2,06±0,01	2,04±0,01
2	5,486±0,002	2,024±0,003	2,03±0,01	2,04±0,01	2,03±0,01	2,00±0,01
3	5,470±0,001	2,056±0,003	2,05±0,01	2,09±0,01	2,07±0,01	2,04±0,01
4	5,471±0,001	2,054±0,003	2,04±0,01	2,06±0,01	2,03±0,01	2,03±0,01

В ходе данной работы была подтверждена возможность использования метода рентгеновской дифракции для определения кислородного коэффициента диоксида урана при оценке качества керамических порошков. Использование рентгеноструктурного анализа значительно упрощает процесс определения КК по сравнению с гравиметрическим методом, поскольку не требует использования высоких температур. Кроме того, данный метод является более представительным, поскольку КК определяется непосредственно через параметры кристаллической решетки порошка.

РАДИАЦИОННАЯ И ХИМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ БОРОСИЛИКАТНОЙ МАТРИЦЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАНОПЛУТОНИЕВОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В рамках реализуемого Госкорпорацией «Росатом» проекта «Прорыв» и создания опытно-демонстрационного реактора БРЕСТ-ОД-300 с пристанционной переработкой нитридного смешанного уран-плутониевого ядерного топлива (СНУП ОЯТ) разрабатываются процессы и аппараты для обращения с радиоактивными отходами [1].

При гидрометаллургической переработке СНУП ОЯТ после выделения целевых компонентов ядерных материалов остается высокоактивный азотнокислый раствор — рафинат, который подвергается упариванию до определенного солесодержания. Упаренный кубовый остаток направляется на операцию остекловывания [1]. В качестве фиксирующей матрицы для остекловывания кубового остатка рассматривается боросиликатное стекло.

В боросиликатное стекло допускается включение до 10 масс.% продуктов деления от переработки ОЯТ [2]. В связи с тем, что переработка СНУП ОЯТ планируется после его выдержки не более 1 года [1] стекла с включенными ВАО от такой переработки будут иметь более высокое энерго- и тепловыделение и подвергаться более высокому радиационному воздействию. Поэтому накладываются ограничения на включение в стекло продуктов деления ОЯТ до 2-5 масс. %, что существенно увеличит объем хранимых отходов. Необходимо экспериментально обосновать радиационную стойкость боросиликатных стекол при повышенных нагрузках поглощенной энергии, с целью оптимизации объемов хранимых отходов и условий их длительного геологического хранения.

Цель настоящей работы заключалась в изучении радиационной и химической устойчивости необлученных и облученных образцов боросиликатного стекла, состав которого имитирует стекло с включенными кубовыми остатками переработки СНУП ОЯТ.

Было исследовано три образца боросиликатного стекла с накопленной дозой облучения $1,5 \cdot 10^9$ Гр. Образцы имели вид плоского цилиндра высотой около 3 мм и диаметром около 25 мм.

Изучена радиационная и химическая устойчивость образцов боросиликатного стекла, содержащего в своем составе кальцинат-имитатор от упаривания кубового остатка высокоактивных отходов гидрометаллургической

переработки отработавшего смешанного нитридного ураноплутониевого ядерного топлива [4]. При этом для изготовления стекла в качестве стеклофритты был использован природный материал — бентонитовая глина после её предварительной термообработки.

По результатам рентгенофазового анализа отсутствуют дифракционные рефлексы, образец рентгеноаморфен.

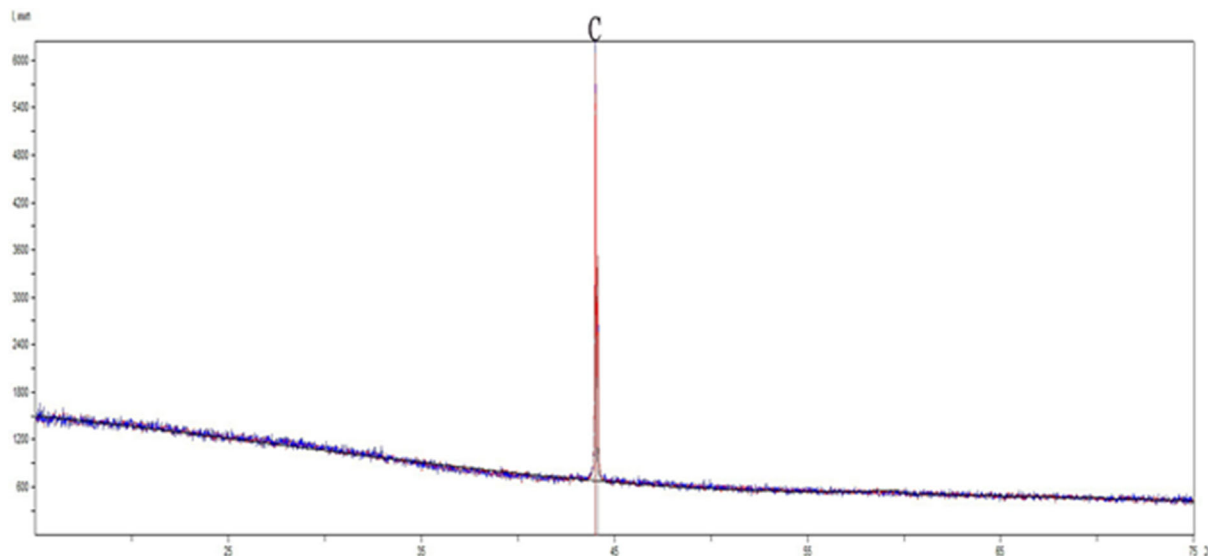


Рис. 1 Рентгенограмма образца боросиликатного стекла (С — алмаз, используется в качестве стандартного образца)

По результатам проведённых исследований показано, что образцы после облучения до поглощенной дозы $1,5 \cdot 10^9$ Гр сохраняют аморфную структуру. Отсутствие кристаллических фаз свидетельствует о высокой радиационной устойчивости стекломатериала в качестве матрицы для иммобилизации кубовых остатков даже при параметрах облучения, существенно превышающих регламентируемый стандартами [2,3] показатель (10^8 Гр) для стеклообразцов с включёнными высокоактивными отходами.

Полученные значения скорости выщелачивания облучённых образцов, по сравнению с необлучёнными для соответствующего иона и времени выщелачивания, свидетельствуют о незначительном изменении образцов в зависимости от дозы, что объясняется толерантностью стекломатрицы к накопленным дозам внешнего облучения ускоренными электронами. Однако исходные значения скорости выщелачивания цезия и стронция для необлучённого образца находятся выше допустимых норм, предъявляемых к отверждённым высокоактивным отходам [2,3].

Наличие минорных кристаллических фаз в необлучённых образцах может свидетельствовать о необходимости совершенствования технологии изготовления таких стекломатриц (увеличение температуры и / или продолжительности варки стекла, обработка режимов слива стекломассы и её охлаждения).

ОСОБЕННОСТИ ПЕРОКСИДНОГО ОСАЖДЕНИЯ УРАНА

К.О. Копанева, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева,
М.Г. Дмитриев, А.О. Макаров

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Осаждение пероксида урана, как метод очистки, используется, в основном, при подготовке урана к производству. В технологии регенерации облученного урана осаждение пероксида урана используется главным образом как метод концентрирования очищенного урана [1].

Данные, полученные при осаждении пероксида урана при подготовке урана к производству относятся к очистке от весовых количеств примесей и коэффициенты очистки урана от редкоземельных элементов (РЗЭ) достаточно высокие [1, 2]. При переработке ОЯТ с небольшой степенью выгорания массовое содержание ПД, в частности РЗЭ, находится на уровне индикаторных количеств и коэффициенты очистки существенно меньше. В литературе практически отсутствуют данные по очистке урана от ПД, известно лишь, что более низкие значения рН осаждения обеспечивают значительно лучшее отделение урана от большинства примесей (в частности РЗЭ), однако, при этом снижается степень осаждения урана [3]. Вероятно, что степень осаждения урана в кислой среде можно существенно повысить, проводя процесс в водно-спиртовых растворах при повышенных концентрациях перекиси водорода (ПВ).

Целью работы является изучение поведения продуктов деления и урана в кислых и водно-спиртовых растворах, определение зависимости степени осаждения пероксида урана от состава раствора.

Установлено, что пероксид урана можно осаждать из кислых растворов или водно-спиртовых растворов при концентрации перекиси водорода 1,5–2 моль/л. При этом коэффициент очистки урана от РЗЭ возрастает приблизительно в 100 раз при сохранении достаточно высокой степени осаждения урана 98-99%.

Для снижения остаточной концентрации урана в маточных растворах до 1 мг/л рекомендуется проводить осаждение при концентрации перекиси водорода 1,5-2 моль/л из 50% водно-спиртового раствора.

ПРОТИВОФИЛЬТРАЦИОННЫЕ И ПРОТИВОМИГРАЦИОННЫЕ СВОЙСТВА БАРЬЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

В.О. Жаркова

ФГБУН «ИФХЭ РАН», г. Москва

Для предотвращения утечек радионуклидов и других загрязняющих веществ из пунктов захоронения радиоактивных отходов и консервации ядерно-

и радиационно-опасных объектов современные концепции безопасности предполагают сооружение защитных барьеров из глинистых материалов, обладающих противодиффузионными (исключение адвекционного переноса радионуклидов) и противомиграционными (физико-химическая иммобилизация радионуклидов) свойствами. При выборе сырья для разработки барьерных материалов также необходимо исходить из реальной минерально-сырьевой базы, способной обеспечить крупнотоннажную поставку в течение длительного времени. В качестве перспективных материалов для создания инженерных барьеров безопасности рассматриваются каолиновые и бентонитовые глины месторождений Красноярского края и Республики Хакасия (Кантатское, Кампановское, Камалинское, 10-й Хутор).

Сорбционные характеристики глинистых материалов оценивались по отношению к радионуклидам—компонентам РАО: ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{233}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{241}Am . Эксперименты были выполнены в статических условиях, что правомерно, учитывая низкие скорости фильтрации растворов через глинистые барьеры. Сорбционные свойства образцов оценивались по следующей схеме: определялась кинетика процесса взаимодействия, коэффициенты распределения и прочность фиксации радионуклидов (метод последовательной экстракции).

Фильтрационные испытания проводили в условиях одномерной деформации на автоматизированном испытательном комплексе АСИС (НПП «Геотек», Россия). Получены зависимости коэффициента фильтрации воды от сухой плотности (ρ_r) глинистых дисперсных материалов. Каолиновые материалы при давлении на образец в диапазоне 1–8 МПа уплотняются лучше ($\rho_r=1,7\text{--}2,3\text{ г/см}^3$), чем бентонитовые материалы ($\rho_r=1,3\text{--}1,7\text{ г/см}^3$). Коэффициенты фильтрации для бентонитовых материалов ниже 10^{-11} м/с, для каолиновых — ниже $2\text{--}5 \cdot 10^{-11}$ м/с.

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ ХРАНИЛИЩ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

К.Е. Воронцова

ФГУП «РАДОН», г. Москва

На сегодняшний день ФГУП «РАДОН» представляет собой уникальный, совершенный и соответствующий международным стандартам единый научно-технологический комплекс. По результатам проведения первичной регистрации РАО 2014 года сооружения полигона РАО действуют со статусом «пункт долговременного хранения РАО». Решение об отнесении накопленных РАО к категориям «особые» или «удаляемые» отложено до 2030 года.

С 1997 года работы по совершенствованию метода прогнозной оценки безопасности выполнялись специалистами ФГУП «РАДОН» в рамках научных программ МАГАТЭ (ISAM, ASAM, PRISM, SADRWMS) и опробовались на различных объектах приповерхностного захоронения РАО. При выполнении проектов были сформулированы основные положения методологического под-

хода к оценке безопасности. Подход заключается в том, что оцениваемый объект рассматривается как единая взаимосвязанная система, включающая:

- ◆ источники возможного загрязнения — упаковки РАО (матрицы отходов, контейнеры, закрытые радионуклидные источники и т.д.) и инженерные барьеры хранилища;
- ◆ ближнюю зону хранилища — вмещающие или подстилающие естественные породы, непосредственно контактирующие с хранилищем;
- ◆ дальнюю зону хранилища (геосферу) — вмещающие породы, контактирующие с ближней зоной и биосферой, состояние и характеристики которой влияют на миграцию радиоактивных веществ от границы ближней зоны к границе биосферы;
- ◆ биосферу — окружающую среду, которая может подвергнуться радиационному воздействию приповерхностного хранилища.

На производственной площадке ФГУП «РАДОН» почти 50 пунктов хранения РАО, большей частью выполненных в заглубленном положении, относительно поверхности земли. В качестве основных барьеров при размещении РАО в хранилищах рассматриваются матричные материалы формы РАО, долговечные контейнеры, монолитные железобетонные конструкции сооружения, геологическая среда «ближнего поля» хранилищ. В качестве дополнительных барьеров — буферный материал заполнителя, водонепроницаемые вкладыши в упаковочных комплектах, консервирующее покрытие хранилищ, средства дренажа фильтрата.

Периодически проводятся исследования, направленные на изучение естественных поверхностных процессов и свойств геосферы, оценку динамики миграции радионуклидов в случае снижения изолирующих свойств сооружений. В отношении хранилищ РАО, действующих в течение 30 лет и более, проводятся процедуры продления срока их эксплуатации, которые начинаются с детального обследования состояния инженерных конструкций и геологической среды «ближнего поля» сооружений. Регулярно проводятся работы по улучшению изолирующих свойств хранилищ, делаются расчёты и прогнозы по оценке дозовых нагрузок на население при нормальной работе объекта, а также при нарушениях нормальной работы, в том числе при гипотетических серьёзных авариях. На сегодняшний день разработаны математические и компьютерные модели, накоплен практический опыт выполнения оценки различных систем хранения и захоронения отходов.

В сообщении приводятся краткие результаты таких расчётов для сценариев:

- ◆ нормальная работа, воздействие в результате сброса сточных вод;
- ◆ нормальная работа, воздействие в результате выбросов вентиляционных установок в атмосферу;
- ◆ падение и разрушение упаковки твёрдых РАО;
- ◆ пролив жидких РАО в производственном помещении или на открытой площадке;
- ◆ пожар в хранилище РАО.

Оценка долгосрочной безопасности объекта проводилась в ходе нижеперечисленных исследований.

- ◆ 1998 год. В ходе проектирования нового хранилища РАО выполнен анализ безопасности для нового объекта и действующих хранилищ. Применялась программа MASCOT. Исполнитель — компания AEA Technology. Рассматривались как реалистичные, так и консервативные сценарии.
- ◆ 2001 год. Определение допустимой активности твёрдых РАО для безопасного размещения на площадке ФГУП «РАДОН». Оценки выполнялись с применением программы AMBERc использованием разумно-консервативного подхода, без рассмотрения варианта непреднамеренного вторжения человека в зону изоляции РАО. Один из рассмотренных сценариев: с течением времени перекрытие хранилищ разрушается и отходы оказываются под воздействием атмосферных осадков.
- ◆ 2003 год. Проведены теоретические исследования процесса миграции радионуклида ^{137}Cs во вмещающих породах вблизи типовых хранилищ РАО. Моделирование проводилось с использованием программы Mathcad 14. В расчётах учитывались сорбционные и дисперсионно-диффузионные процессы в грунте при вертикальном и латеральном массопереносе загрязнений.
- ◆ 2007 год. Оценка безопасности хранения РАО в хранилищах ФГУП «РАДОН». Исполнитель — ООО «РЭСцентр», Санкт-Петербург. Работа, выполнена в обоснование заявления о внесении изменений в условия действия лицензии в отношении установления пределов по удельной активности принимаемых РАО. Применялась методология ISAM. В расчётах моделировался консервативный сценарий, с полным разрушением инженерных конструкций и значительной деградацией матричного материала. По результатам оценки сделан вывод о допустимости установления конкретных пределов по суммарной удельной активности размещаемых РАО.

Данные многолетнего мониторинга, обследования строительных конструкций сооружений, результаты расчётов с использованием математических моделей показывают приемлемый уровень радиационной безопасности пункта хранения РАО, несмотря на наличие старых сооружений, содержащих не кондиционированные РАО. Факторов, свидетельствующих о недопустимой нагрузке ПХРО в отношении объёмов, суммарной и удельной активности РАО, не выявлено. Выполнен расчёт и обоснование нормативов предельно допустимых выбросов радионуклидов ФГУП «РАДОН» в атмосферу. Показано, что при годовых выбросах радионуклидов из всех нормируемых источников ФГУП «РАДОН» на уровнях 2014–2018 годов ни в одной точке местности за пределами СЗЗ не будет превышена годовая эффективная доза облучения населения 20 мкЗв/год.

ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ РОДИЯ В РАСПЛАВЕ НА ОСНОВЕ ЭВТЕКТИЧЕСКОЙ СМЕСИ ХЛОРИДОВ ЛИТИЯ, КАЛИЯ И ЦЕЗИЯ МЕТОДОМ ЭЛЕКТРОННОЙ СПЕКТРОСКОПИИ ПОГЛОЩЕНИЯ

А.А. Осипенко

ФГАОУ ВО «УрФУ», г. Екатеринбург

В ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах с выгоранием 40 ГВт·сут/т содержится 775 кг родия, как продукта деления, на тонну урана [1]. Расплавы на основе хлоридов щелочных металлов являются рабочими средами в пиро-электрохимических технологиях переработки отработавшего ядерного топлива. Для разработки и оптимизации процессов разделения делящихся материалов и продуктов деления необходимы знания физико-химических свойств родия в рабочем расплаве. Высокотемпературная спектроскопия поглощения дает важную информацию о структуре и строении комплексных соединений металлов в видимой, а также ближней ультрафиолетовой и инфракрасных областях. Данный метод применяется для идентификации валентных состояний ионов, изучения окислительно-восстановительных реакций в солевых расплавленных смесях и контроля за протеканием процесса по изменению концентрации компонентов солевого электролита.

В литературе содержится не так много информации об ионно-координационном состоянии родия в расплаве LiCl–KCl–CsCl. Использование такой эвтектики позволяет расширить рабочий температурный диапазон благодаря её низкой температуре плавления (263 °С), а верхний предел определяется температурами кипения и разложения трихлорида родия.

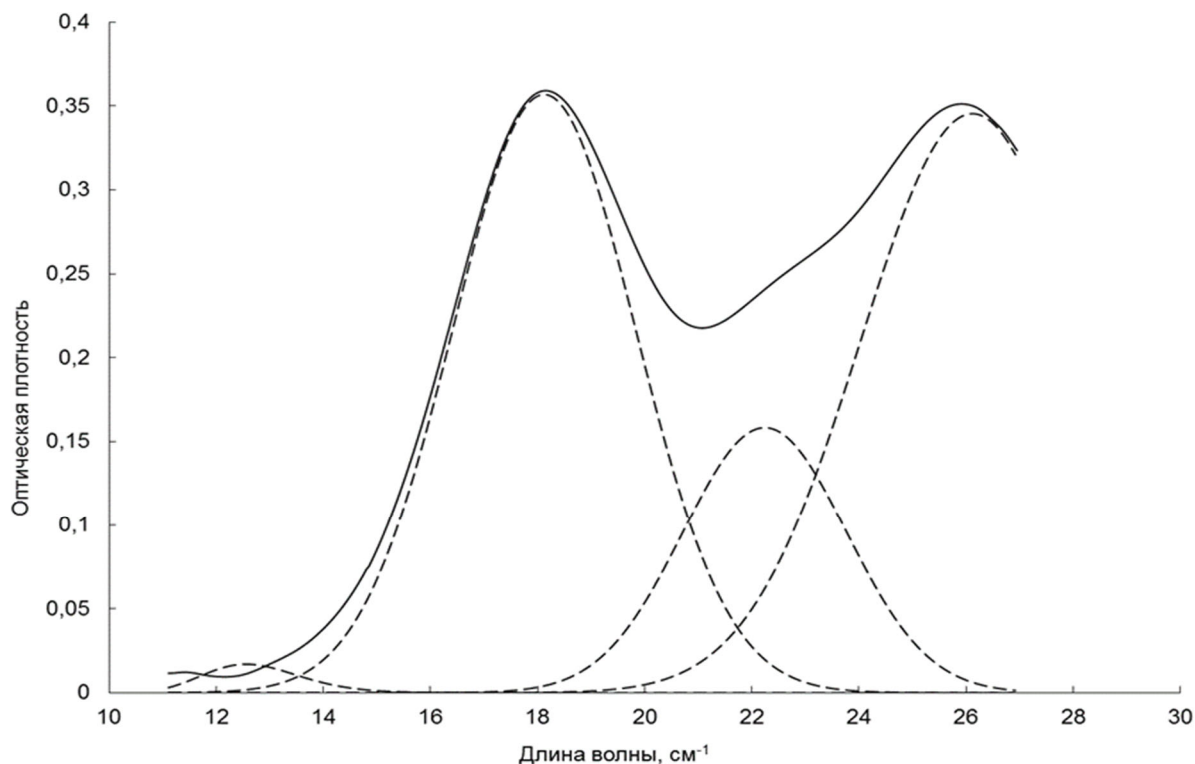


Рис. 1. ЭСП ионов родия (III) в расплаве LiCl–KCl–CsCl при 450 °С и его разложение на индивидуальные компоненты

В работе было исследовано поведение родия в расплавах на основе эвтектической смеси LiCl–KCl–CsCl в диапазоне температур 300-800 °С. Родий в электролит вводили в виде безводного трихлорида. В качестве метода исследования использовали высокотемпературную электронную спектроскопию поглощения. По результатам измерений было выполнено разложение спектров на гауссовы полосы поглощения и определены основные спектроскопические параметры. Было проанализировано влияние температуры на основные характеристики спектральных полос.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЕРЕРАБОТКИ НЕКОНДИЦИОННЫХ ТАБЛЕТОК СМЕШАННОГО НИТРИДА УРАНА И ПЛУТОНИЯ, ПОЛУЧЕННЫХ КАРБОТЕРМИЧЕСКИМ ВОССТАНОВЛЕНИЕМ

М.С. Федоров^{1,2}, А.Н. Жиганов², В.Л. Софронов², Д.В. Зозуля¹,
Н.А. Байдаков¹, В.Ю. Селявский¹

¹АО «СХК», г. Северск

²СТИ НИЯУ МИФИ, г. Северск

При фабрикации смешанного нитридного уран-плутониевого (далее – СНУП) топлива, из-за ряда особенностей технологии карботермического синтеза, образуется и накапливается значительное количество скрапа (спеченные таблетки СНУП топлива, не соответствующие требованиям технических условий) в виде смеси соединений урана и плутония различного химического состава и концентраций, который невозможно направить на повторную обработку [1]. Тем самым факт накопления брака является основным критерием снижения показателя «выход в годное» таблеток СНУП топлива [2].

Аналитическим обзором существующих способов возврата урана и плутония в начальный цикл производства таблеток ядерного топлива, была разработана технологическая схема переработки образованного скрапа. На рисунке 1 представлена предлагаемая технологическая схема переработки скрапа.



Рисунок 1 – Технологическая схема переработки скрапа СПУН топлива

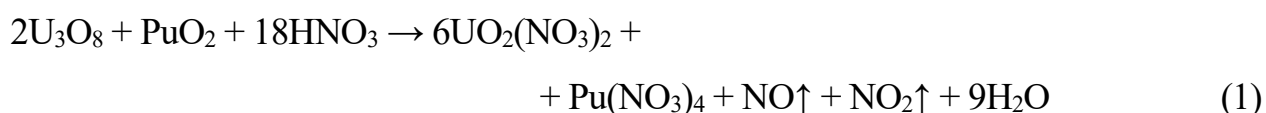
Вследствие того, что порошки СНУП являются неустойчивыми и при размерах частиц менее 20,0 мкм пирофорными в атмосфере воздуха, для безопасного хранения скрап, состоящий в основном из СНУП, окисляют.

Полученные, после измельчения и окисления, порошки смешанных соединений урана и плутония анализировали на содержание плутония на гамма-спектрометрической установке с применением полупроводникового детектора СКС-07П-Г. Содержание урана определили расчетным методом.

Исследования по растворению измельченного до размеров менее 1,0 мм окисленного скрапа СНУП до смешанных оксидов урана (октаоксида триурана) и диоксида плутония (далее – СОУП) проводили в герметичном перчаточном боксе, оборудованном системой вытяжной вентиляции. Азотную кислоту добавляли при растворении в избытке 100,0 % от стехиометрии. Фильтрацию растворов осуществляли на фильтровальной воронке в колбу Бунзена под вакуумом. Процесс осаждения осуществляли щавелевой кислотой ($\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$) по ГОСТ 22180-76. Прокаливание солей проводили в муфельной печи.

Анализ полученных растворов и осадков на содержание плутония и урана проводили по методике выполнения измерений актинидов в пробах на гамма-спектрометрической установке с применением полупроводникового детектора СКС-07П-Г.

В соответствии с литературными данными [4, 5], процесс растворения СОУП происходит по реакции 1:



Исследовали влияние температуры от 70 до 100°C, концентрации азотной кислоты от 2,0 до 14 М, а также добавление фтор-иона, на процесс растворения СОУП.

Изучили образующиеся химические соединения при проведении процесса растворения СОУП, а также поведение урана и плутония в течение процесса.

Достигли достаточно высоких степеней растворения плутония и урана. Однако следует учитывать, что при использовании высококонцентрированных растворов азотной кислоты с добавлением фтор-иона резко возрастает коррозионная активность среды по отношению к конструкционным материалам использованной оснастки.

В качестве способа разделения и выделения плутония и урана из раствора выбран метод оксалатного осаждения, на основе аналитического обзора достоинств и недостатков данного метода [6-8].

После растворения СОУП и анализа полученного раствора проводили корректировку состава раствора по содержанию азотной кислоты.

Оксалатное осаждение плутония проводили добавлением равными порциями щавелевой кислоты (оксалата аммония), с избытком, к раствору смеси нитратов урана и плутония. Процесс проводили при периодическом механическом перемешивании.

Далее, полученный раствор фильтровали на фильтровальной воронке и анализировали для определения концентрации плутония. После этого, окса-

лат с воронки переносили в емкость, предварительно заполненную азотной кислотой концентрацией 2,0 моль/л.

Процесс промывки проводили при постоянном перемешивании раствора сжатым воздухом и в результате получали раствор с концентрацией плутония менее 0,1 г/л. После чего раствор фильтровали на воронке в колбу Бунзена.

Полученный оксалат окисляли в муфельной печи. Маточные растворы переливали в поддон и упаривали при 100°C до получения влажного остатка. Полученный остаток окисляли в муфельной печи с получением продукта, соответствующий требованиям для фабрикации нитридного топлива.

Предложен способ выделения урана и плутония из скрапа, образующегося при производстве СНУП топлива. Способ включает стадии измельчения скрапа, окисление до порошка СОУП, растворение СОУП в азотной кислоте и разделение ценных компонентов (урана и плутония) из раствора методом оксалатного осаждения.

Исследовали влияние температуры раствора, концентрации азотной кислоты и добавки фтор-иона на процесс растворения оксидов урана и плутония. Определены условия для полного перевода СОУП в раствор – необходимо нагревание системы до 100°C, поддерживать концентрацию азотной кислоты до 10,0 М и ввести в раствор фтор-ион до концентрации 0,05 М.

Необходимы дальнейшие исследования по определению оптимальных параметров и уточнению механизма процесса растворения СОУП с высоким содержанием плутония. Полученные результаты исследований могут быть использованы при переработке отходов СНУП-топлива, а также могут применяться для проектирования стадии растворения облученного СНУП-топлива при использовании гидрометаллургической схемы.

РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАНОПЛУТОНИЕВОГО ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Д.Е. Тихонова, В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков, В.Н. Куприянов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время экспериментальные данные по разрушающему радиохимическому анализу смешанного нитридного уран-плутониевого облученного ядерного топлива (СНУП ОЯТ) крайне ограничены. Информация о нуклидном составе ОЯТ необходима для подтверждения возможности безопасного использования нитридного топлива, верификации топливных и трансмутационных расчетных кодов, установления баланса делящихся материалов и продуктов деления. Особый интерес представляют данные по удельной активности трития, ^{106}Ru и ^{14}C [1].

Целью данной работы является радиохимический анализ образцов СНУП ОЯТ с различной величиной выгорания, включающий определение удельной активности ^3H , ^{14}C и ^{106}Ru .

Радиохимический анализ СНУП ОЯТ включает следующие стадии: растворение образца топлива в аппарате, снабженным дефлегматором и системой ловушек; анализ растворов ловушек для определения содержания ^{14}C , ^{106}Ru ; перегонка части исходного раствора ОЯТ с последующим анализом конденсата на содержание трития; проведение сорбционного выделения нуклидов цезия, урана, плутония, америций-кюри-редкоземельной фракции для масс-спектрометрических измерений изотопного состава; повторение сорбционного выделения нуклидов в присутствии комплексной метки для измерения их массового содержания; определение глубины выгорания топлива по накоплению продуктов деления. Подробное описание процедуры проведения радиохимического анализа представлено в работах [1-4].

Радиохимическим исследованиям подверглись фрагменты твэлов, облучавшихся в составе тепловыделяющих сборок реакторов БОР-60 и БН-600. Полученные результаты представлены в табл. 1, 2.

Расхождение экспериментальных результатов по определению удельной активности трития может быть обусловлено различными видами реакторных установок и режимами облучения топливной композиции. В исследованиях [5 с.130–131, 6] утверждается, что одним из факторов, определяющих величину удельной активности трития в ОЯТ, является температура топлива в момент облучения: с ростом температуры содержание трития в топливной композиции уменьшается.

В работах [7–9] показано, что в процессе облучения тритий диффундирует через оболочку тепловыделяющего элемента на 95–99%.

Полученные нами данные по удельной активности трития в оболочке твэла согласуются с результатами исследований, приведенных в работе [10], где содержание трития в оболочке твэла с урановым оксидным топливом и выгоранием 6,6–7,1% составило $1,2 \cdot 10^5$ Бк/г. В работе [9] установлено, что до 10% трития остается в оболочке твэла, что подтверждается результатами наших исследований.

Экспериментальные данные по величине удельной активности ^{14}C в облученном СНУП топливе нами не обнаружены. В работе [11] авторы оценили содержание ^{14}C в СНУП ОЯТ реактора БРЕСТ на уровне $1,1 \cdot 10^{-4}$ г/г исходного урана и плутония, что соответствует удельной активности равной $1,8 \cdot 10^7$ Бк/г. Приведённая оценка принципиально согласуется с данными, полученными нами. Из данных, представленных в табл. 1, видно, что величины выгорания и удельной активности ^{14}C образцов СНУП ОЯТ изменяются симбатно. С ростом величины выгорания анализируемого образца ОЯТ на 23% удельная активность ^{14}C возросла на 25%.

Таблица 1

Результаты радиохимического анализа фрагментов СНУП ОЯТ

	БОР-60	БН-600	
Выгорание топлива, %	2,57	5,57	6,84
Время выдержки, лет	8	2,5	2,5
Удельная активность ^3H , Бк/г	$(8,5 \pm 1,1) \cdot 10^6$	$(2,6 \pm 0,4) \cdot 10^6$	$(1,8 \pm 0,3) \cdot 10^6$
Удельная активность ^{14}C , Бк/г	–	$(1,2 \pm 0,3) \cdot 10^7$	$(1,5 \pm 0,3) \cdot 10^7$
Удельная активность ^{106}Ru , Бк/г	$(3,8 \pm 0,4) \cdot 10^8$	$(4,0 \pm 0,4) \cdot 10^9$	$(6,1 \pm 0,6) \cdot 10^9$
Удельная активность ^3H в оболочке твэла, Бк/г	–	$2,5 \cdot 10^5$	–

Установлено, что удельная активность рутения в образцах СНУП ОЯТ увеличивается с ростом глубины выгорания топлива.

Расчетные и экспериментальные данные по изотопному составу и массовому содержанию нуклидов урана, плутония, неодаима, америция и кюрия в облученном СНУП топливе в открытых литературных источниках нами не обнаружены.

Таблица 2

Изотопный состав и массовое содержание нуклидов в СНУП ОЯТ

Изотоп	Изотопный состав, мас. %			Массовое содержание, кг/т (U+Pu) _{исх}		
	БОР-60	БН-600		БОР-60	БН-600	
		5,57%	6,84%		5,57%	6,84%
²³⁴ U	0,004(2)	–	<0,01	0,03(1)	–	–
²³⁵ U	0,414(3)	0,217(3)	0,113(6)	3,16(7)	1,78(2)	0,89(5)
²³⁶ U	0,026(1)	0,025(3)	0,037(8)	0,20(1)	0,21(2)	0,29(6)
²³⁸ U	95,555(4)	99,755(5)	99,85(3)	771,3(16)	818,17(5)	796,3(2)
²³⁸ Pu	0,035(6)	0,056(1)	0,09(2)	0,05(1)	0,077(2)	0,12(3)
²³⁹ Pu	93,81(1)	89,45(12)	86,66(3)	137,0(29)	123,66(17)	116,12(4)
²⁴⁰ Pu	6,029(1)	9,998(10)	12,42(2)	8,87(18)	13,82(13)	16,71(3)
²⁴¹ Pu	0,114(2)	0,470(2)	0,72(2)	0,17(1)	0,650(3)	0,97(3)
²⁴² Pu	0,012(1)	0,026(1)	0,11(2)	0,014(1)	0,036(2)	0,15(3)
¹⁴² Nd	0,89(1)	0,24(1)	0,464(3)	0,028(1)	0,014(1)	0,031(1)
¹⁴³ Nd	25,27(3)	26,14(2)	25,86(24)	0,086(2)	1,360(2)	1,749(2)
¹⁴⁴ Nd	22,87(5)	21,45(1)	22,27(30)	0,78(2)	1,089(1)	1,506(2)
¹⁴⁵ Nd	18,31(3)	18,26(1)	18,04(20)	0,63(1)	0,979(1)	1,221(1)
¹⁴⁶ Nd	15,92(3)	16,61(1)	16,43(24)	0,55(1)	0,873(1)	1,111(2)
¹⁴⁸ Nd	10,38(3)	10,78(1)	10,38(23)	0,37(1)	0,578(1)	0,702(2)
¹⁵⁰ Nd	6,36(2)	6,52(1)	6,55(18)	0,23(1)	0,367(1)	0,443(1)
²⁴¹ Am	–	92,47(11)	95,26(2)	5,7·10 ⁻² (4)	0,22(1)	0,30(2)
^{242m} Am	–	1,51(8)	1,01(1)	–	3,6·10 ⁻³ (3)	3,0·10 ⁻³ (2)
²⁴³ Am	–	6,03(7)	3,73(1)	–	1,4·10 ⁻² (2)	1,2·10 ⁻² (8)
²⁴² Cm	–	37,4(15)	2,04(2)	9,7·10 ⁻⁷ (8)	2,8·10 ⁻⁴ (2)	4,0·10 ⁻⁵ (4)
²⁴³ Cm	–	42,4(85)	66,33(4)	–	3,2·10 ⁻⁴ (7)	1,3·10 ⁻³ (1)
²⁴⁴ Cm	–	20,2(75)	31,63(3)	1,0·10 ⁻⁴ (1)	1,5·10 ⁻⁴ (6)	6,2·10 ⁻⁴ (6)

С применением разработанных и метрологически аттестованных методик определены удельные активности трития и углерода-14, обоснована процедура определения ¹⁰⁶Ru в облученном нитридном топливе, оценено содержание трития в оболочке твэла реактора БН-600. Приведены данные по изотопному составу и массовому содержанию нуклидов в СНУП топливе с различным выгоранием.

УПАРИВАНИЕ МОДЕЛЬНЫХ РАСТВОРОВ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ПЛЁНОЧНОМ ПРЯМОТОЧНОМ ИСПАРИТЕЛЕ

Н.А. Дедов, Б.Я. Зильберман, А.Ю. Николаев,
Н.Е. Мишина, Е.А. Камаева

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург

Образующиеся в гидрометаллургической переработке ОЯТ АЭС жидкие отходы, представляют собой солевые азотнокислые растворы. Одной из стадий переработки этих растворов является концентрирование в выпарном аппарате с целью последующего отверждения. Допустимая степень концентрирования жидких отходов на стадии упаривания зависит от растворимости находящихся в исходном растворе солей. При упаривании ЖРО в циркуляционном выпарном аппарате с выносной греющей камерой особенно опасны тяжёлые осадки нитрата бария, растворимость которого падает с ростом суммарного нитратного фона раствора.

Сотрудниками АО «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина» было показано, что при упаривании в плёночном прямоточном испарителе со свободно стекающей плёнкой концентрация азотной кислоты в упаренном растворе ниже, чем при упаривании в циркуляционном выпарном аппарате за счет её отгонки с вторичным паром, следовательно, значением нитратного фона ниже, что позволяет повысить степень концентрирования.

Данный аппарат ранее не применялся в радиохимическом производстве в связи с риском осадкообразования, однако проведённые на лабораторном стенде испытания показали, что конструкция прямоточного испарителя позволяет непрерывно удалять вместе с упаренным раствором осадки, образующиеся в аппарате.

Проведенные на стенде АО «СвердНИИхиммаш» (Рисунок 1) полномасштабные испытания на модельных растворах рафината первого цикла показали, что испаритель пригоден для осуществления технологического процесса концентрирования с учетом требований пожаро-взрывобезопасности. Также испытания показали, что технологический процесс может быть отмасштабирован: производительность испарителя может меняться в широких пределах за счёт изменения конструкции греющей камеры, но без значительных изменений её габаритных размеров. Были предложены и опробованы два варианта модернизации конструкции камеры: изменение внутреннего диаметра трубки и изменение количества трубок.

Кроме того, в ходе полномасштабных испытаний был испытан режим с повышенной степенью упаривания и последующим разбавлением. При данном режиме раствор в греющей камере упаривается с большей кратностью и, следовательно, с большим уровнем отгонки азотной кислоты. Перепаренный раствор далее разбавляется в сепараторе до концентрации необходимой для растворения нитрата бария. Данный режим позволяет увеличить степень концентрирования за счёт дальнейшего снижения нитратного фона упаренного

раствора и повысить уровень безопасности процесса в случае нарушений на предыдущей стадии переработки ОЯТ.

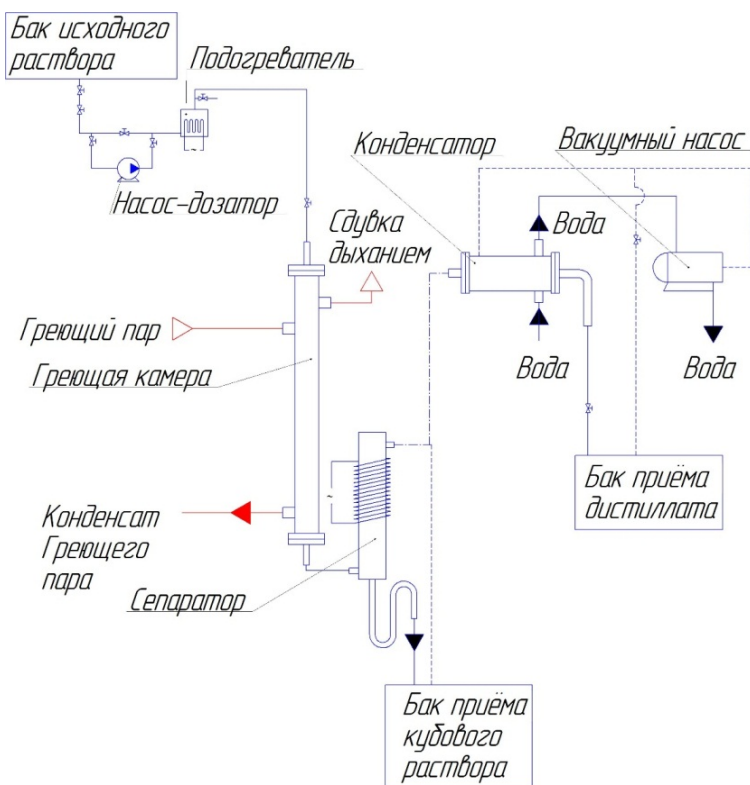


Рис. 1 Упрощённая схема выпарного стенда АО «СвердНИИхиммаш»

Концентрирование рафината первого цикла в прямоточном испарителе было включено в схему 18 отделения ОДЦ.

СПЕКТРОФОТОМЕТРИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ УРАНА В ОРГАНИЧЕСКИХ ЭКСТРАКТАХ ПО СОБСТВЕННОМУ ПОГЛОЩЕНИЮ

К.О. Копанева, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В процессе экстракционной переработки урана необходимо контролировать концентрацию урана в водной и органической фазах. В большинстве работ сообщается, что содержание урана в органической фазе определяется по разности содержания урана в исходном водном растворе и рафинате. Такой важный показатель как остаточная концентрация урана в органической фазе после реэкстракции, так же определяется по концентрации урана в реэкстракте. Этот способ позволяет оценить концентрацию урана лишь приблизительно. Это обосновано большой погрешностью проведения анализа, и при малых концентрациях влечет за собой несоответствие баланса. Для успешного осуществления экстракционных процессов необходим оперативный анализ содержания урана в органической

и водной фазе, а также хвостовых органических растворов. К преимуществам спектрофотометрического определения урана в органической среде можно отнести то, что уран экстрагируется в органическую фазу, освобождаясь от мешающих его определению примесей, и не требуются дополнительных операций очистки и подготовки пробы.

В работе представлены результаты по разработке экспрессного метода спектрофотометрического определения урана в органических экстрактах по собственному поглощению.

КОРРОЗИОННАЯ СТОЙКОСТЬ ОГНЕУПОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ В РАСПЛАВАХ БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА

С.М. Шайдуллин^{1, 2}, П.В. Козлов^{1, 3}, М.Б. Ремизов¹, А.Н. Жиганов²

¹ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск

²СТИ НИЯУ МИФИ, г. Северск

³ОТИ НИЯУ МИФИ, г. Озёрск

Тенденция использования стекла в качестве матрицы, включающей в себя продукты деления и актиноиды, сформировалась к началу 80-х годов прошлого века и до сих пор усилия многих ученых, работающих в сфере обращения с радиоактивными отходами, направлены на совершенствование этого метода.

Перспективность использования стекла в качестве иммобилизирующей матрицы обусловлена высокой способностью включать в свой состав элементы независимо от заряда и размера их атомов и стойкостью к радиационному повреждению. Метод остекловывания обеспечивает перевод жидких ВАО в стеклообразное состояние для последующего безопасного длительного хранения. В настоящее время промышленные установки по остекловыванию ВАО работают в России, США, Франции, Великобритании, Германии и Японии. Функционируют они с применением двух технологий остекловывания — в электропечах прямого электрического нагрева и в индукционных печах. Наиболее распространенной, отработанной и производительной является первая технология.

Ориентировочно в 2026 г. на ФГУП «ПО «Маяк» должен быть запущен новый комплекс остекловывания, универсальный по составу отверждаемых ЖРО. Согласно разработанной концепции нового комплекса остекловывания в его составе предполагается использование двух эвакуируемых плавителей прямого электрического нагрева на алюмофосфатном стекле и эвакуируемого малогабаритного плавителя прямого электрического нагрева на боросиликатном.

Боросиликатное стекло характеризуется (по сравнению с алюмофосфатным стеклом) рядом преимуществ: большей емкостью по отношению к продуктам деления, химической и радиационной стойкостью, устойчивостью

к раскристаллизации [1]. В то же время, боросиликатное стекло отличается более высокой температурой варки (1 100–1 200 °С). Указанное стекло в расплавленном состоянии обладает повышенной коррозионной активностью (в сравнении с силикатным стеклом), которая дополнительно усиливается при включении ряда компонентов отходов, таких как сера, никель, железо, хром и некоторых других. Срок службы печей, как правило, лимитируется не общим неудовлетворительным состоянием всей огнеупорной кладки, а разрушением (часто аварийным) ограниченного числа конструктивных элементов варочного бассейна и газового пространства в зонах варки и максимальных температур [2]. Например, скорость коррозии огнеупоров на уровне стекломассы может быть от двух до пяти раз больше, чем на всей площади огнеупорной кладки ниже зеркала стекломассы [3]. Существенный вклад также дает межшовная коррозия, возникающая вследствие превышения нормативных зазоров в кладке.

Помимо огнеупоров кладки прямому контакту с расплавом подвергаются и другие конструкционные материалы: металл электродов, материалы вспомогательных систем (карманов для термопар, перемешивающих устройств и т.п.).

Цель настоящей работы состояла в поиске наиболее устойчивых в расплавах боросиликатных стекол огнеупорных керамических материалов отечественного производства для изготовления систем перемешивания стекломассы. Для этого были проведены испытания образцов ряда современных материалов со стеклообразующим составом, включающим высокое содержание коррозионно-активных компонентов, а также осуществлено сравнение испытанных образцов по показателям коррозионной стойкости (скорость, характер и степень коррозии) и сделан предварительный выбор огнеупоров с наилучшими показателями.

Для проведения исследований коррозионных показателей были отобраны две марки и два типа огнеупорных материалов (керамические огнеупоры марки МКР и огнеупорный материал из реакционно спеченного карбида кремния) отечественного производства (АО «Подольскогнеупор», ООО «НТЦ «Луч», соответственно).

Перечень образцов и их характеристики приведены в таблице 1.

Таблица 3

Перечень исследуемых образцов огнеупоров

№ п/п	Марка образца	Характеристика материала	Плотность кажущаяся, г/см ³	Производитель
Керамические огнеупоры марки МКР				
1	МКР-95, Корунд	95,0 % Al ₂ O ₃	4,0	АО «Подольско-огнеупор»
2	МКР-60 Мулитокремнеземистый	60,0 % Al ₂ O ₃	2,4	
Огнеупорный материал из карбида кремния				
3	Карбид кремния	97,82 % SiC	3,21	ООО «НТЦ «Луч»

Химический состав огнеупоров представлен в таблице 2.

Химический состав огнеупоров

№ п/п	Марка образца	Массовое содержание соединения, %				
		Al ₂ O ₃	SiO ₂	Fe ₂ O ₃	SiC	Si
1	МКР-95	>95-99 %	-	-	-	-
2	МКР-60	>40-60 %	<56%	<0,7-0,8%	-	-
3	Карбид кремния	0,92	0,12	0,48	97,82	0,17

Для проведения испытаний материалов в качестве коррозионно-активной среды было выбрано боросиликатное стекло, массовый состав которого в пересчете на оксиды представлен в таблице 3.

Таблица 3

Состав стекла, использованный в качестве коррозионно-активной среды в испытаниях

Компонент	V ₂ O ₅	Na ₂ O	Al ₂ O ₃	SiO ₂	MgO	Cr ₂ O ₃	MnO ₂	Fe ₂ O ₃	NiO	CaO
Содержание, %	22,24	19,00	0,44	5,97	45,42	2,82	0,90	0,05	2,96	0,20

Для проведения испытаний была взята за основу методика, разработанная в Государственном институте стекла и заключающаяся в определении потери массы или объема материала в единицу времени контакта огнеупора с расплавом стекла.

В статических условиях образцы огнеупоров подвергаются максимальной коррозии по уровню расплава, что определяет характер разъедания при эксплуатации огнеупоров в промышленных стекловаренных печах. Проведение испытаний в статических условиях осуществлялось путем выдержки при температуре 1 150 °С в течение 52 ч частично погруженных в расплав стекла на глубину около 27 мм образцов материалов в алундовых тиглях. В настоящей работе в статическом режиме были испытаны все три образца, имеющих в распоряжении и описанных выше. Образцы марки МКР представляли собой фрагменты керамических трубок, МКР-95 с внешним и внутренним диаметром 6,5 и 4,5 мм и МКР-60 с внешним и внутренним диаметром 6,5 и 2,5 мм. Образец карбида кремния имел форму параллелепипеда с размерами 5×12 мм в поперечном сечении.

Извлечение образцов огнеупоров из стекломассы производилось при расплавленном состоянии стекла механическим путем. Образующийся слой глазури на образце после остывания и затвердения удалялся азотной кислотой концентрации 4 моль/л, которая не оказывает влияние на образцы из-за их высокой кислотной стойкости.

При проведении статических испытаний определялась линейная скорость коррозии на уровне стекломассы (v_k , мм/сутки) по следующей формуле:

$$v_k = \frac{24 \cdot (d_{cp} - d'_{cp})}{2 \cdot \tau}, \quad (1)$$

где d_{cp} — средняя толщина образца на уровне стекломассы до испытаний, мм;

d'_{cp} — средняя толщина образца на уровне стекломассы после испытаний, мм;

τ — продолжительность испытаний, ч;

2 — коэффициент, учитывающий разъедание образца с двух сторон.

Линейные размеры образцов измерялись штангенциркулем с точностью до 0,1 мм.

Величина объемной степени эрозии огнеупоров в статических условиях (ΔV , % об.) определялась по изменению в процессе испытаний объема погруженной в расплав стекломассы части образца:

$$\Delta V = \frac{V - V'}{V} 100, \quad (2)$$

где V — объем погруженной части образца до испытания, см³;

V' — объем погруженной части образца после испытания, см³.

Дополнительно рассчитывали потерю массы образцами, отнесенную к величине поверхности контакта образца с расплавом (мг/см²). Масса образцов в граммах определялась взвешиванием на аналитических весах с точностью до четвертого знака.

Согласно данным, представленным на рисунке 1, наибольшую потерю массы продемонстрировали образцы № 2 (мулитокремнезем) и № 3 (карбид кремния). По сравнению с данными, полученными при испытаниях огнеупоров марки SUPRAL RK30S и RK50S используемые в зарубежных печах остекловывания, в алюмофосатном стекле (10 мг/см² и 2,5 мг/см²), которое обладает большей коррозионной активностью по сравнению с боросиликатным стеклом, испытанные образцы продемонстрировали большую потерю массы [4].

Оценивая линейные скорости коррозии и объемные степени эрозии для испытанных в статическом режиме материалов очевидно превосходство первого образца (корунд) с содержанием Al₂O₃ 95,0 % над остальными материалами.

По итогам проведенной работы можно сделать вывод, что наибольшую коррозионную устойчивость в статических испытаниях проявил корундовый огнеупор с содержанием оксида алюминия не менее 95 %, что позволяет рассматривать его в качестве перспективного для изготовления элементов перемешивающих устройств для печей остекловывания ВАО на боросиликатном стекле.

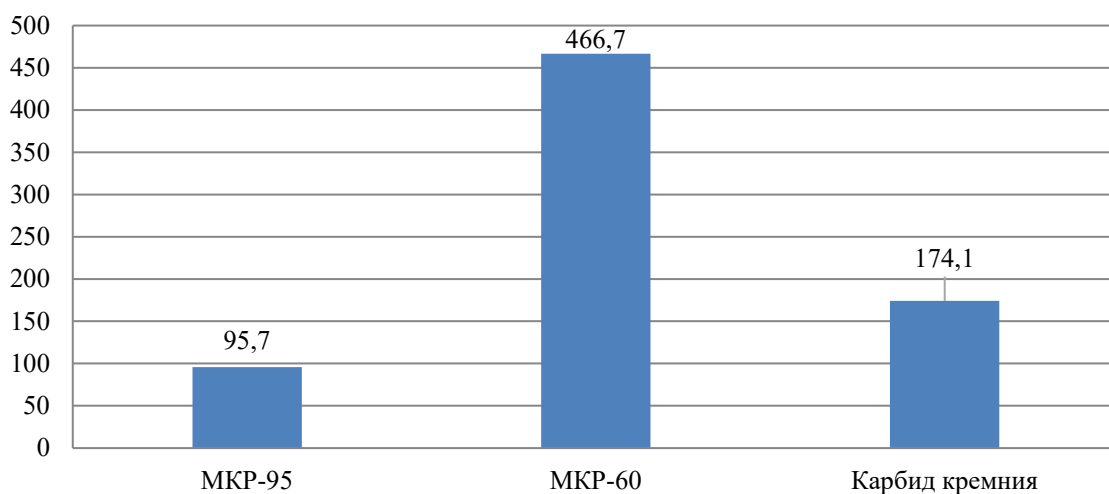


Рис. 1 Массы образцов до и после испытаний, мг/см²

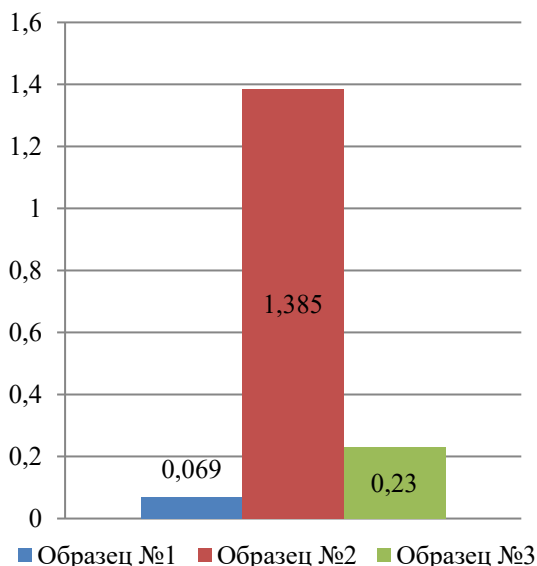


Рис. 2 Линейные скорости коррозии для испытанных в статическом режиме материалов, мм/сут.

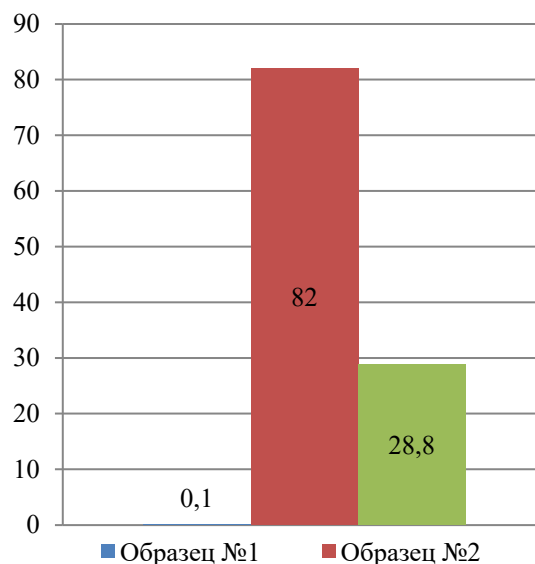


Рис. 3 Объемные степени эрозии для испытанных в статическом режиме материалов, %

ПОВЕДЕНИЕ ТОРИЯ И УРАНА (VI) В ОКСАЛАТНОЙ СИСТЕМЕ

Е.В. Любимова¹, А.С. Корнилов², С.С. Погляд²,
А.Р. Салахова², К.О. Копанева²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Определение тория в присутствии избытка урана щавелевой кислотой основано на образовании растворимых щавелевокислых комплексов уранила и нерастворимого оксалата тория. В работе [1] сообщается, что при осаждении оксалата тория в присутствии урана избытком щавелевой кислоты полнота разделения не достигается. Однако, анализ литературных данных по растворимости и комплексообразованию урана и тория в оксалатных системах [2, 3, 4] позволяет предположить, что при определенных условиях можно осуществить успешное разделение урана и тория.

В работе были исследованы зависимости растворимости оксалата уранила и степени осаждения оксалата тория от кислотности и концентрации оксалатионов, а также определены условия максимального различия в их растворимости и разработан метод селективного осаждения малорастворимого оксалата тория в присутствии избытка урана.

Установлено, что торий осаждается с оксалатом уранила в интервале кислотности 0,1–7,3 моль/л. Далее уран количественно извлекается из совместного оксалатного осадка раствором щавелевой кислоты.

ТЕХНОЛОГИИ СООРУЖЕНИЯ РАДИОХИМИЧЕСКИХ БАРЬЕРОВ В ХРАНИЛИЩАХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

А.Ю. Бомчук

ФГБУН «ИФХЭ РАН», г. Москва

Вывод из эксплуатации объектов ядерного топливного цикла, осуществляемый в рамках реализации федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности» (ФЦП ЯРБ), способствует накоплению значительных объемов радиоактивных отходов (РАО). Заключительные этапы обращения с такими отходами предусматривают их долговременное хранение или захоронение в твердом или отвержденном виде. При этом для обеспечения безопасности размещения отходов в хранилищах предполагается сооружение системы защитных барьеров.

Тип барьерного материала и технология создания барьера определяются, в первую очередь, видом размещенных в хранилище радиоактивных отходов, геологическими условиями в зоне сооружения хранилища и его геометрическими параметрами. Защитные барьеры в зависимости от расположения можно разделить на внешние и внутренние.

Сооружение внешнего барьера безопасности путем нагнетания через инъекционные скважины самоотверждающейся гелевой композиции, содержащей жидкое стекло, соединение алюминия, щавелевую кислоту и модифицирующую добавку, было проведено в 2011 году на ОАО «СХК». Общий объем алюмосиликатной композиции, закаченной через 220 инъекционных скважин, составил 840 м³. Созданный барьер имел протяженность 300 метров и глубину от 5 до 12 метров. По нижней границе барьер был ограничен природным глинистым водупором. Сооружение барьера позволило снизить проницаемость водонасыщенных песков на 3–4 порядка (до 10⁻³–10⁻⁴ м/сут) и повысить их поглощающую способность по отношению к актинидам (коэффициент распределения на образце, извлеченном из тела барьера, достигает 3·10⁴ см³/г).

В 2015 году было завершено сооружение внутреннего защитного барьера путем заполнения сухим глинопорошком при выводе из эксплуатации промышленного уран-графитового реактора (ПУГР) ЭИ-2 на ОАО «СХК» с захоронением этого объекта на месте, без извлечения графитовой кладки. Барьерный материал представлял собой трехкомпонентную смесь с определенным фракционным составом, насыпной плотностью и влажностью. Глинистые минералы (каолинит, монтмориллонит, вермикулит), входящие в состав смеси, обеспечивали высокую сорбционную активность по отношению к радионуклидам, присутствующим в облученном графите. Толщина барьера под и над реактором составила 5-6 м, по периметру ПУГР – 12 м. Объем засыпанного барьерного материала превысил 40 тыс.м³.

Другой тип внутреннего защитного барьера был разработан для хранилища твердых радиоактивных отходов, геометрические параметры которого не позволяли обеспечить бесполостное заполнение свободного пространства

посредством засыпки сухого глинопорошка. Для данного объекта было предложено использование такого материала, как глинистая суспензия в геле. В 2016 году проведены испытания технология сооружения самоотверждающегося внутреннего барьера на укрупненном макете. Модель состояла из трех секций: первая секция была пустой, вторая была заполнена имитаторами твердых отходов, в третьей была размещена корзина с облученным графитом. Все секции были заполнены пульпой путем инъекции через трубы с перфорацией. Через месяц после формирования монолитов в образцах, извлеченных из макета, было оценено содержание радионуклидов ^{60}Co , ^{137}Cs и ^{241}Am в кернах, отобранных вблизи корзины с графитовыми РАО. Максимальные значения получены на уровне, соответствующем верхней и самой нижней частям корзины: 0,05 Бк/г для ^{137}Cs и 0,03 Бк/г для ^{60}Co . Америций ни в одной из исследованных проб не обнаружен.

Разработанные подходы к сооружению барьеров безопасности позволяют выбрать технологию и способ их создания в зависимости от типа объекта и его технических особенностей.

ЭКСТРАКЦИОННЫЕ СМЕСИ НА ОСНОВЕ КРАУН-ЭФИРОВ ДЛЯ ИЗВЛЕЧЕНИЯ ФРАКЦИИ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ ИЗ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Л.И. Ткаченко, Е.В. Кенф

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург

В настоящее время возник интерес к извлечению фракции Cs-Sr из ВАО. Одним из процессов, предложенных для извлечения цезия и стронция из кислых ВАО, является экстракционная технология с применением краун-эфиров. Разработанная во ВНИИХТ и проверенная на ПО «Маяк» экстракционная смесь включает два краун-эфира – дициклогексил-18-краун-6 (ДЦГ18К6) для извлечения Sr и дибензо-21-краун-7 (ДБ21К7) для извлечения Cs. В качестве разбавителя использовался 1,1,7-тригидрододекафторгептанол (спирт n-3), а также для улучшения извлечения Sr в качестве модификатора был добавлен синтанол АЛМ-2. Особенностью этой четырехкомпонентной системы является высокая вязкость разбавителя, что затрудняет ее технологическое применение, поскольку требует обогрева экстракционных блоков. [1]

В данной работе использовались два краун-эфира, применяемых в предложенной во ВНИИХТ технологии — ДЦГ18К6 и ДБ21К7, а также два других, описанных в литературе — 4',4''(5'')-ди-трет-бутил-дициклогексил-18-краун-6 (ДТБДЦГ18К6) для извлечения Sr и 4',4''(5'')-ди-трет-бутил-дибензо-18-краун-6 (ДТБДБ18К6) для извлечения Cs.

В качестве растворителей использовались спирт n-3, менее вязкий метанитробензотрифторид (Ф-3), а также их смеси.

Были получены данные по извлечению Cs и Sr из азотнокислых растворов исследуемыми экстракционными системами, а также проведена оценка вымываемости краун-эфиров из органической фазы в водные растворы.

Показано, что растворы краун-эфиров в смеси растворителей Ф-3 и спирта n-3 эффективнее извлекают цезий и стронций из азотнокислых растворов, чем краун-эфиры в индивидуальных разбавителях. Продемонстрирована целесообразность использования для извлечения стронция вместо ДЦГ18К6 менее растворимого в водной фазе ДТБДЦГ18К6. Результаты эксперимента на модельном растворе с использованием модифицированной экстракционной системы: ДТБДЦГ18К6 + ДБ21К7 в смеси разбавителей позволяют сделать вывод о возможности достижения высокой степени извлечения фракции Cs-Sr и ее очистки от трансплутониевых и редкоземельных элементов.

МЕТРОЛОГИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ПРОИЗВОДСТВА НА ПРИМЕРЕ ФГУП «РАДОН»

Е.Е. Кайров

ФГУП «РАДОН», г. Москва

Метрологическое обеспечение ФГУП «РАДОН» осуществляется Метрологической службой (МС) предприятия, в состав которой входит:

- ◆ отдел метрологического обеспечения производства (ОМОП);
- ◆ ответственные за метрологическое обеспечение в подразделениях предприятия.

1. Основные функции метрологической службы:

Обеспечение единства и требуемой точности измерений при проведении:

- ◆ работ по обращению с радиоактивными отходами и отработавшими источниками ионизирующих излучений на всех стадиях;
- ◆ технологических процессов переработки РАО;
- ◆ научно-исследовательских работ;
- ◆ работ по выводу из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов;
- ◆ радиоэкологического мониторинга, включая систематический контроль радиационной обстановки территорий г. Москвы и Московской области;
- ◆ радиационного контроля;

2. Работы, выполняемые метрологической службой:

- ◆ проведение поверки (калибровки) средств измерений, как для собственных нужд, так и для сторонних организаций;
- ◆ проведение аттестации испытательного оборудования и проверки технического состояния
- ◆ вспомогательного оборудования;
- ◆ проведение работ по аккредитации и подтверждению компетентности в Российской системе аккредитации;
- ◆ разработка оборудования и вспомогательных устройств для поверки (калибровки) СИ;
- ◆ проведение аттестации методик (методов) измерений;

- ◆ проведение метрологической экспертизы документации;
- ◆ осуществление внутреннего метрологического контроля;
- ◆ ввод в эксплуатацию новых средств измерений;
- ◆ разработка технической документации в области метрологического обеспечения.

МС возглавляет главный метролог.

МС ФГУП «РАДОН» аккредитована в Росаккредитации в области обеспечения единства измерений для выполнения работ (оказания услуг) по поверке средств измерений, аттестации методик (методов) измерений и проведению метрологической экспертизы документации.

В настоящее время на предприятии находятся в эксплуатации порядка 3710 средств измерений, из них 75 эталонов.

Область аккредитации Метрологической службы на право поверки включает в себя 52 группы средств измерений, из которых 23 группы средств измерений ионизирующих излучений.

Поверку и калибровку СИ осуществляют сотрудники МС, аттестованные в качестве поверителей. В штате МС на сегодняшний день аттестовано 8 поверителей по видам измерений:

- ◆ Ионизирующих излучений
- ◆ Механических величин (масса, твердость, сила, движение)
- ◆ Электрических и магнитных величин
- ◆ Физико-химического состава и свойств веществ
- ◆ Оптико-физических измерений
- ◆ Измерений давления, вакуума
- ◆ Температурных и теплофизических измерений
- ◆ Медицинского назначения
- ◆ Измерений расхода, уровня, вместимости
- ◆ Радиотехнических измерений.

Метрологическая служба ФГУП «РАДОН» является Головной метрологической службой (ГОМС) Дивизиона заключительной стадии жизненного цикла продукции (ЗСЖЦ) ГК «Росатом». В обязанности ГОМС входит оказание методической помощи предприятиям дивизиона в области метрологического обеспечения.

Работники метрологической службы принимают активное участие в работе Совета по метрологии ГК «Росатом» и в работе межотраслевого Совета по метрологии и приборостроению при Российском союзе промышленников и предпринимателей (РСПП). Участвуют в обсуждении, подают предложения и замечания к разрабатываемым и пересматриваемым федеральным и отраслевым документам в области обеспечения единства измерений.

МЕТОДИКА ПРЯМОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ПАЛЛАДИЯ, РУТЕНИЯ И РОДИЯ В МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРАХ МЕТОДОМ ОПТИЧЕСКОЙ ЭМИССИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ

Н.А. Семенова, Н.В. Сапожникова, А.А. Лумпов

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург

В процессе переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) образуются многочисленные технологические растворы, отличающиеся сложным составом. Все технологические процессы должны сопровождаться аналитическим обеспечением. Для этой задачи удобно использовать метод атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой, так как этот метод обладает возможностью одновременно определять широкий набор элементов с достаточно низкими пределами обнаружения.

При переработке ОЯТ возникают разные задачи по разделению, а в последствии, и по извлечению ценных компонентов. Кроме основных извлекаемых компонентов — урана и плутония, особый интерес вызывает извлечение металлов платиновой группы (МПП) из технологических растворов после растворения ОЯТ. МПП, куда входит собственно платина, а также палладий, родий, иридий и осмий, широко используются в автомобильной, ювелирной, электронной, электротехнической отраслях, а также в новейших наукоемких технологиях, в качестве катализаторов различных процессов, а также для изготовления лабораторной посуды, анодов электролизеров и т.п. Превалирующее значение имеют платина, палладий, родий, рутений. Всего в России накоплено более 22 000 тонны ОЯТ, которые содержат рутения и родия примерно на 3000 000 000\$.

Из-за многокомпонентного состава технологического раствора возникает сложность определения микрокомпонентов (палладия, родия, рутения, платины) на фоне макрокомпонентов. В зависимости от технологии к макрокомпонентам относятся такие металлы, как уран и различные продукты деления, конструкционные материалы — цирконий, железо, никель, хром, и большое количество фоновых металлов — натрия, калия, кальция, алюминия. Таким образом, несмотря на достоинства метода, определение низких концентраций элементов (например, МПП) в технологических растворах является трудной задачей из-за возможных матричных и спектральных влияний. Поэтому очевидна необходимость разработки универсальной методики для определения палладия, родия, рутения и платины на фоне высокого содержания металлов.

Для разработки методики были смоделированы растворы с учетом максимально большого отношения (согласно исходным данным) между концентрациями анализируемых металлов и матричных компонентов. В качестве аналитов выступали рутений, родий, палладий, калий, барий, цирконий,

молибден, стронций, железо, уран, церий, европий, неодим. В работе проводились исследование возможности определения концентраций целевых компонентов, устранение межэлементного влияния и определение предела обнаружения Ru, Rh и Pd.

На основе полученных экспериментальных данных были выбраны оптимальные параметры работы ИСП-ОЭС и аналитические линии элементов, позволяющие обеспечить низкие пределы обнаружения и высокую точность анализа. Выбрана оптимальная степень разбавления анализируемых проб, обеспечивающая наименьшие пределы обнаружения аналитов. Полученные данные позволили разработать методику определения металлов платиновой группы в модельных растворах методом ИСП-ОЭС с установленными метрологическими параметрами стандартного отклонения повторяемости и стандартного отклонения промежуточной (внутрилабораторной) прецизионности.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ МЕТРОЛОГИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК СПЕКТРОМЕТРОВ АЛЬФА-ИЗЛУЧЕНИЯ: СЭА-13П1 И CANBERRA ALPHA ANALYST

А.А. Кожанов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одним из возможных методов регистрации альфа-частиц выступает альфа-спектрометрический анализ. С помощью данного анализа можно проводить измерения энергетического спектра альфа-частиц, идентификацию альфа-нуклидов и определять их содержания в измеряемых пробах.

Целью данной работы является сравнительный анализ метрологических установок «СЭА-13П1» и Canberra Alpha Analyst.

В основу работы спектрометра положен принцип преобразования энергии альфа-частиц, попадающих на полупроводниковый детектор, расположенный в вакуумной камере, в электрические импульсы пропорциональной амплитуды с последующей их регистрацией и анализом. В блок измерительной камеры альфа спектрометра «СЭА-13П1» и Canberra Alpha Analyst установлен кремниевый полупроводниковый детектор площадью чувствительной поверхности 450 мм². Обработка спектра производится с помощью прикладного программного обеспечения SpectraLineADA. Измерение проб можно проводить на расстоянии от 5 до 50 мм от детектора.

В рамках работы проведён осмотр и опробование установок. Проверено наличие маркировок на блоках и устройствах, а так же отсутствие дефектов. Подтверждена работоспособность приборов [1]. Изготовлен держатель

для источников, с диаметром 25 мм и площадью активного пятна, не превышающую чувствительную площадь детектора.

Для спектрометра «СЭА-13П1» фактическое значение энергетического разрешения аппаратного альфа-пика в спектре источника Pu-238 из комплекта ОСАИ размещенного на расстоянии 50 мм от детектора составило 27 кэВ, при номинальном паспортном значении не более 35 кэВ. Значение относительной эффективности регистрации альфа-частиц в рабочей геометрии 50 мм от детектора составило 1,12%. Скорость счёта фоновых импульсов спектрометра в диапазоне энергий от 3,0 до 6,0 МэВ не превышает 0,004 имп/с.

Для спектрометра Canberra Alpha Analyst энергетическое разрешение аппаратного альфа-пика в спектре источника Pu-238 из комплекта ОСАИ размещенного на расстоянии 49 мм от детектора составляет 49,44 кэВ. Значение относительной эффективности регистрации альфа-частиц в рабочей геометрии 49 мм от детектора составило 1,98%. Значение собственного фона спектрометра в диапазоне энергий от 3 до 8 МэВ составило 0,0014 имп/с.

В дальнейшем планируется провести проверку по диапазону энергий регистрируемого альфа-излучения и относительной погрешности характеристики преобразования (интегральной нелинейности), изготовить коллиматор или коллиматорную систему для возможности дополнительной регулировки телесного угла [2], а так же провести процедуру метрологической поверки установки «СЭА-13П1» с последующим получением свидетельства о поверке.

ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОНУКЛИДНОЙ ПРОДУКЦИИ

ПОДГОТОВКА ПРЕПАРАТА ТОРИЯ-228 К ДЛИТЕЛЬНОМУ И БЕЗОПАСНОМУ ХРАНЕНИЮ

И.Л. Буткалюк¹, П.С. Буткалюк¹, Ю.В. Муравьева², Р.Г. Абдуллоев¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» проводятся работы по облучению ^{226}Ra с целью получения радионуклидов ^{227}Ac , ^{228}Th и ^{229}Th , являющихся материнскими изотопами для короткоживущих альфа-излучателей медицинского назначения.

Наиболее ценным компонентом в облученных радиевых мишенях является ^{229}Th , из которого генерируют ^{225}Ac . Серьезной проблемой на пути к созданию производства $^{229}\text{Th}/^{225}\text{Ac}$ из облученного радия, является тот факт, что ^{229}Th образуется в смеси с ^{228}Th . При этом активность ^{228}Th на несколько порядков превышает активность ^{229}Th . Это приводит к разогреву препарата и выделению в атмосферу газообразного ^{220}Rn , что предъявляет особые требования к безопасности хранения и использования данного препарата.

В данной работе предложена методика подготовки смеси изотопов $^{228}\text{Th} + ^{229}\text{Th}$ к длительному безопасному хранению. За основу методики была взята способность тория образовывать нерастворимый оксалат при действии щавелевой кислоты на азотнокислые растворы тория. Для снижения потерь при работе с микроколичествами тория было решено проводить его соосаждение с оксалатом свинца. При необходимости такая смесь легко растворяется в азотной кислоте с концентрацией более 7 моль/л, а сам способ хорошо согласуется со способом получения ^{225}Ac из смеси изотопов тория $^{228,229}\text{Th}$, предложенным ранее в [1]. Показано, что оксалат-ионы не мешают сорбции тория на сильноосновном анионите BioRad AG-1x8 из азотной кислоты, а при необходимости их можно удалить из раствора нагреванием.

Описана конструкция патронного фильтра для отделения осадка $\text{Th}(\text{C}_2\text{O}_4)_2/\text{PbC}_2\text{O}_4$, которая одновременно служит внутренней оболочкой для длительного безопасного хранения смеси изотопов $^{228}\text{Th} + ^{229}\text{Th}$. Для данной конструкции проведен теплофизический расчет с использованием блока Flow Simulation пакета Solid Works (SW/FS) для загрузки 40 Ки ^{228}Th (рисунок 1).

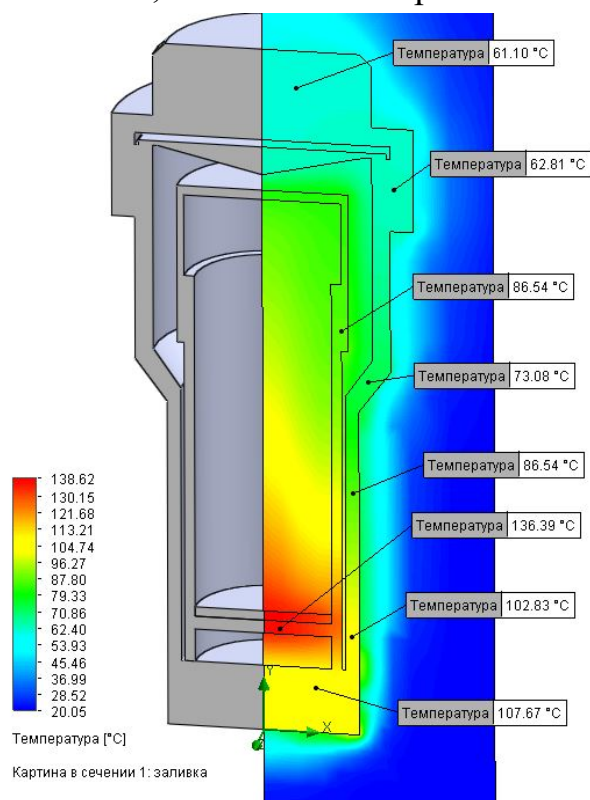


Рис. 1. Результаты расчета температуры контейнера

ТЕРМИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДА ЛЮТЕЦИЯ-177 ИЗ ОБЛУЧЁННЫХ МИШЕНЕЙ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ИТТЕРБИЯ

С.А. Кротов¹, В.Н. Пантелеев², А.Е. Барзах², Л.Х. Батист², Ю.М. Волков²,
В.С. Иванов², П.Л. Молканов², С.Ю. Орлов², Д.В. Федоров²

¹АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург
²ФГБУ «ПИЯФ» (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"»), г. Гатчина

Лютеций-177, применяемый для терапии онкологических заболеваний предстательной железы и эндокринных опухолей ЖКТ является на сегодняшний день одним из наиболее перспективных медицинских радионуклидов. Использование классических методов «мокрой» химии для выделения лютеция-177 в безносительной форме имеет ряд существенных недостатков.

В 2019 году лабораторией химии актиноидов АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» в коллаборации с Лабораторией короткоживущих ядер НИЦ «Курчатовский институт» — ПИЯФ были проведены исследования, направленные на разработку «сухого» термического метода выделения в вакууме [1,2] радионуклида Lu-177 [3] из облученных на пучке протонов и вторичных нейтронов синхроциклотрона ПИЯФ мишеней металлического иттербия. На сегодняшний день продолжаются работы по оптимизации метода и его модернизации. В данном обзоре представлены результаты разработки термического метода выделения лютеция-177 из облученных матриц металлического иттербия, позволяющие в дальнейшем рассматривать данный метод как возможную альтернативу классическим химическим методам выделения.

ВЫБОР МАТЕРИАЛА ОБОЛОЧЕК ДЛЯ РАДИЕВЫХ МИШЕНЕЙ

П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.С. Куприянов,
Р.Г. Абдуллоев, С.В. Томилин, А.А. Колобова

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» ведутся работы по созданию производства препаратов радия-223, актиния-225 и тория-227 медицинского назначения. В рамках этих работ проходят эксперименты по облучению опытных мишеней, содержащих радий-226. В качестве стартового материала используется смесь $RaPbO_3$ и PbO , в которой оксид свинца служит разбавителем для уменьшения величины эффекта резонансного самоэкранирования. Одной из задач, которую необходимо решить, является разработка методики упаковки радия в мишени. Во избежание пыления радия было решено отказаться от засыпки порошкообразной стартовой композиции и перейти к фильтрации суспензии кристаллов $(Ra,Pb)(NO_3)_2$

через специальный фильтр-патрон. После прокаливания нитратов при температуре 700–800°C и образования метапльомбата радия (RaPbO_3) фильтр-патрон служит внутренней оболочкой мишени.

В результате экспериментов было обнаружено, что при высокой температуре соли радия проявляют повышенную реакционную способность по отношению к различным металлам. В растворах облученного материала обнаружены высокие концентрации солей железа, хрома и никеля из оболочек мишени. Используемая для изготовления фильтр-патронов нержавеющая сталь практически не растворима в муравьиной кислоте (используется для растворения RaPbO_3). Сделано предположение, что радий образует на поверхности стали смешанные оксиды состава RaM_xO_y с компонентами нержавеющей стали, которые реагируют с муравьиной кислотой. Эксперименты по прокаливанию солей радия на подложках из нержавеющей стали показали, что образуется неидентифицируемая смесь веществ. Ближайший аналог радия – барий в данных условиях образует в основном соединения с хромом (BaCr_2O_4 и BaCrO_4). Для установления возможных продуктов реакции радия с нержавеющей сталью проведены эксперименты по прокаливанию солей радия с отдельными компонентами стали (Fe, Cr, Ni, Ti). Обнаружено образование соединений RaNiO_x и RaFeO_x ($2 \leq x \leq 3$). При реакции с титаном образуется соединение RaTiO_3 . В случае реакции хрома с солями радия образуется RaCrO_4 . Таким образом, каждый из компонентов нержавеющей стали потенциально может реагировать с солями радия с образованием смешанных оксидов, приводящих к увеличенному поступлению примесей в раствор облученного материала.

Ранее в качестве возможных материалов для изготовления оболочек мишени и внутренних капсул рассматривались цирконий, кварц и графит. В случае циркония прокаливание с нитратом бария приводит к образованию BaZrO_3 , в случае кварца образуются силикаты. Отдельные исследования продуктов реакции солей бария или радия с графитом не проводились, но эксперимент по облучению в графитовой капсуле выявил другую проблему — распухание материала оболочки. В настоящий момент оболочки мишеней изготавливаются из нержавеющей стали, в качестве компенсирующего действия в процесс переработки облученных мишеней добавлена стадия отделения от продуктов коррозии.

АВТОРАДИОЛИТИЧЕСКИЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ В ЩЕЛОЧНЫХ РАСТВОРАХ ПРЕПАРАТА ЙОДА-125

М.Н. Смирнов^{1,2}, К.В. Ротманов^{1,2}, Ю.Ю. Кузнецова¹,
А.Д. Евченко^{1,2}, Д.А. Монстаков², А.В. Куприянов¹

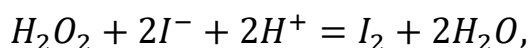
¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Авторадииолиз является актуальной проблемой при производстве радионуклидных препаратов, в частности, для препарата I-125. Так, в литературе [1]

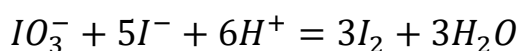
показано, что под влиянием ионизирующего излучения значение рН щелочных растворов йодида натрия уменьшается до нейтральных и даже слабокислых значений.

Также в ходе радиолитического разложения воды образуется пероксид водорода и активные формы кислорода, реакции с участием которых могут приводить к окислению йодида с образованием таких форм йода, как IO^- , IO_2^- и IO_3^- и их радикалов. Следствием этого будет являться снижение радиохимической чистоты препарата (РХЧ), а, следовательно, и снижение качества продукции.

Кроме того, в нейтральных и слабокислых растворах будут протекать реакции образования молекулярного йода за счёт реакции йодид-ионов с пероксидом водорода:



а также по реакции Дашмана:



Вследствие низкой растворимости молекулярного йода в нейтральных и кислых водных растворах данные процессы могут привести как к потерям препарата, так и к возрастанию радиоактивных воздушных выбросов, что отрицательно повлияет на показатели безопасности производства.

В данной работе исследовалось изменение содержания различных форм йода и значений рН образцов на основе препарата I-125 в форме йодида натрия в течение 90 суток с даты изготовления образцов. Концентрации гидроксид-, йодид- и йодат-ионов определялись спектрофотометрически. Подробное описание использованных аналитических методов представлено в работе [2].

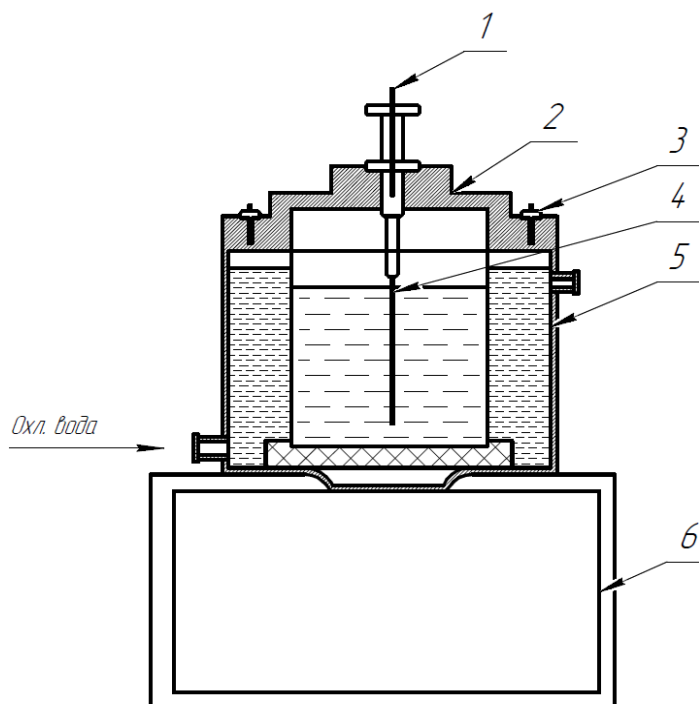
Проведена оценка влияния мощности дозы, величины поглощенной дозы и начальных концентраций йодид- и йодат-ионов на радиолитические превращения в препарате I-125. Полученные результаты позволили оценить корректность предложенной ранее в работе [2] кинетической модели.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ОСАЖДЕНИЯ КАЛИФОРНИЯ ИЗ ВОДНО-ОРГАНИЧЕСКОГО ЭЛЕКТРОЛИТА

М.Н. Смирнов¹, К.В. Ротманов¹, Р.Г. Абдуллов¹, А.П. Третьяков²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» серийно выпускаются медицинские калифорниевые источники нейтронов штырькового типа, предназначенные для внутритканевой лучевой терапии. Для изготовления активного сердечника источников данного типа применяют метод электрохимического осаждения калифорния. Технология электрохимического осаждения калифорния, разработанная в АО «ГНЦ НИИАР», основана на осаждении калифорния из водно-спиртовых растворов, в частности, из смесей разбавленной азотной кислоты и изобутило



вого спирта на платиновую проволоку [1]. Осаждение проводится в электрохимической ячейке, анодом которой выступает её платиновый корпус, а катодом — платиновая проволока. Ячейка снабжена охлаждающей рубашкой.

Схема электролитической ячейки:

- 1 — катододержатель;
- 2 — крышка;
- 3 — сальниковое уплотнение;
- 4 — проволока платиновая (катод);
- 5 — водяной холодильник;
- 6 — станина. [2]

Проведено исследование влияния различных факторов на электрохимическое поведение калифорния. Оценкой степени влияния служила полнота извлечения калифорния в процессе электрохимического осаждения. Исследовано влияние на полноту электроосаждения следующих факторов:

- ◆ концентрации азотной кислоты в электролите, моль/л
- ◆ концентрации калифорния в электролите, мкг/л
- ◆ катодной плотности тока, mA/cm^2
- ◆ температуры электролита,

Показано, что при увеличении концентрации азотной кислоты в электролите от $8,9 \cdot 10^{-3}$ моль/л до $1,94 \cdot 10^{-2}$ моль/л снижается полнота осаждения калифорния.

Обнаружено, что двукратное увеличение концентрации калифорния в электролите от 211 мкг/л до 422 мкг/л практически не влияет на полноту осаждения калифорния при электроосаждении.

Установлено, что при повышении катодной плотности тока от $100 \text{ mA}/\text{cm}^2$ до $200 \text{ mA}/\text{cm}^2$ увеличивается полнота осаждения.

Выявлено, что изменение температуры электролита в пределах $25\text{--}76^\circ\text{C}$ практически не влияет на полноту осаждения калифорния в процессе электроосаждения.

ТЕХНОЛОГИЯ СВАРКИ ИСТОЧНИКА НА ОСНОВЕ ХРОМА-51

А.В. Каплин, Е.М. Табакин, В.А. Атаманов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В рамках проекта Российской академией наук и «Росатома» при реализации Баксанского эксперимента по поиску стерильного нейтрино (BEST) в АО «ГНЦ

НИИАР» был изготовлен источник на основе хрома-51. Расчетная мощность данного источника составляла 3,5 МКи. В докладе приведены результаты работы по разработке технологии герметизации источника и оборудования для сварки и контроля в дистанционных условиях радиационно-защитной камеры.

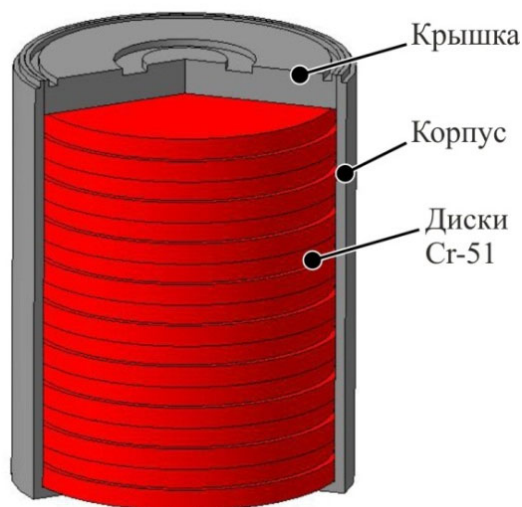


Рис. 1. Источник на основе хрома-51

Основной особенностью данного источника была его высокая мощность, которая приводила к сильному разогреву корпуса. По результатам теплового расчета физико-технологической лабораторией реакторного исследовательского комплекса АО «ГНЦ НИИАР» (рис. 2) температура дисков в собранном источнике достигала более 700°C. При этом, предельная температура корпуса источника при помещении его в сварочное оборудование составляла 350–500°C.

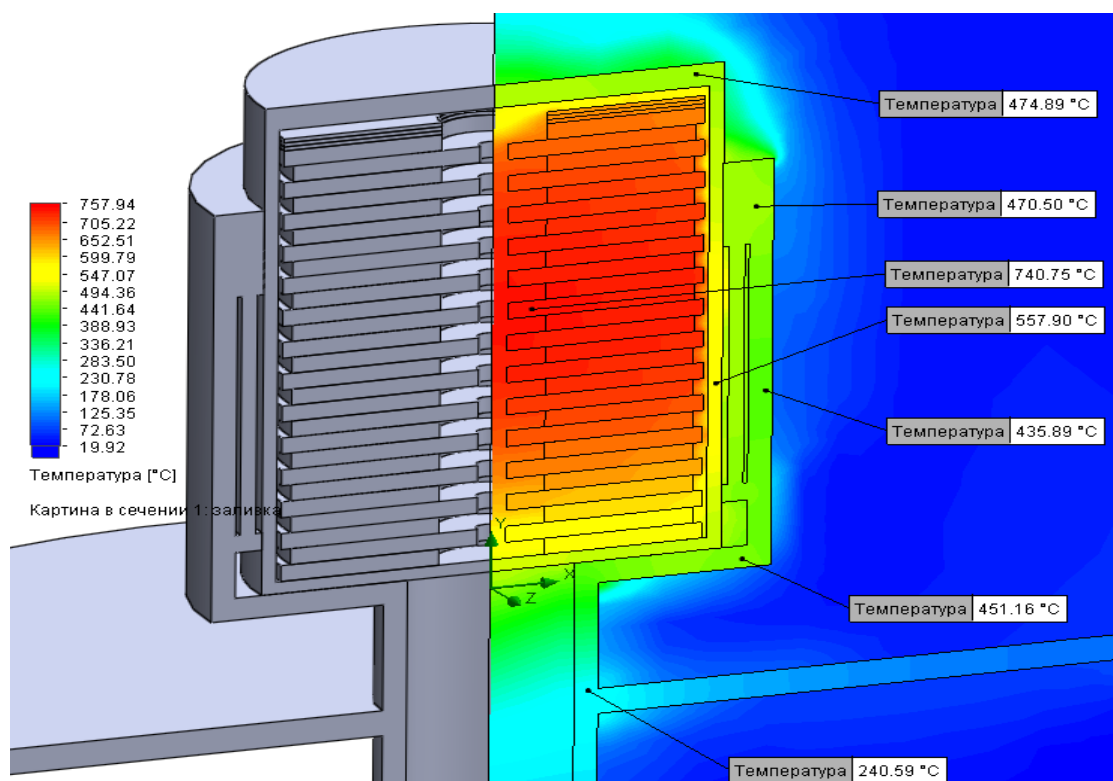


Рис. 2. Распределение температур в источнике в собранном источнике

Реальная температура изделия сильно зависела от времени сборки источника и установки его в сварочное оборудование. Начальная температура

изделия существенно влияет на параметры режима сварки (ток и скорость вращения), поэтому для получения качественного сварного соединения необходимо было разработать технологию для сварки источника с начальной температурой от 200 до 500°C.

При сварке изделия находящегося в подогретом состоянии необходимо регулировать энергозатраты в сварной шов, чтобы не допустить прожога, нарушения геометрии сварного соединения и других дефектов. При аргодуговой сварке неплавящимся электродом это можно осуществить снижением тока сварки или увеличением её скорости. Увеличение скорости процесса снижает эффект автоподогрева изделия — нагрева сварного соединения от сварочной дуги, что положительно сказывается на формировании шва. В ходе отработки режимов сварки полноразмерные макеты источника нагревались в печи и герметизировались в установке сварки аналогичной камерному оборудованию. На основании расчетных и экспериментальных данных была определена зависимость скорости сварки от начальной температуры изделия при токе $I_{св}=110\text{А}$ для получения качественного сварного соединения (рис. 3). Из полученных данных следует, что тепловложение при сварке изделия подогретого до температуры $T = 500^\circ\text{C}$ на 30% ниже, чем при сварке в нормальных условиях.

При выполнении работы по сборке и герметизации источника для выбора соответствующей скорости сварки перед её выполнением был произведен замер фактической температуры корпуса изделия. В зоне сварного соединения она составляла $T=250^\circ\text{C}$. Это позволило скорректировать режимы согласно полученным зависимостям и получить качественное сварное соединение (Рис. 4).

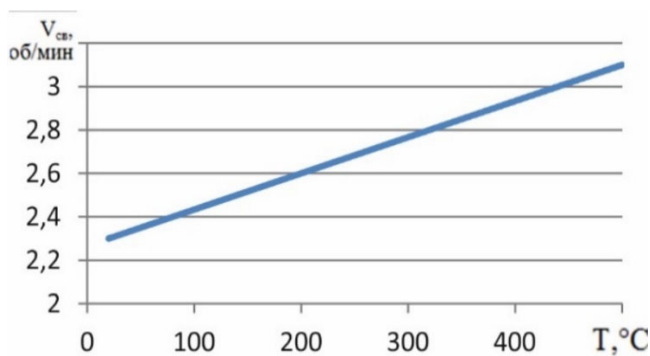


Рис. 3. Зависимость скорости сварки от температуры источника

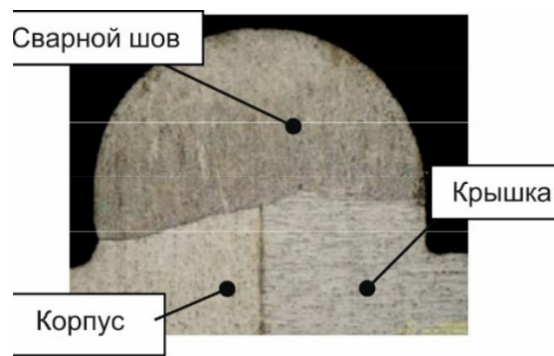


Рис.4. Результаты металлографического контроля сварного соединения

Так как изделие разогревается при сборке, то на этапе проектирования сварочной установки необходимо знать на сколько оно расширится от нагрева. В ходе экспериментов проведенные замеры показали, что наружный диаметр корпуса источника в этом случае может увеличиваться на 1,0–1,4 мм. Данное изменение габаритного размера источника было учтено при проектировании и изготовлении сварочной цанги и другой оснастки, используемой при обращении с изделием в дистанционных условиях защитной камеры.

Для проведения контроля герметичность масс-спектрометрическим способом изделия совместно с департаментом конструирования АО «ГНЦ НИИАР» было разработано и изготовлено внутрикамерное оборудование.

В результате проведенных исследований была разработана технология сварки изделия позволяющая получать требуемое качество сварных соединений, в диапазоне температуры источника от 200 до 500°C. Разработаны установки сварки и контроля герметичности источника.

ТЕХНОЛОГИЯ СВАРКИ ИСТОЧНИКОВ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОСНОВЕ СЕЛЕНА-75

Н.Ю. Нуждов, А.В. Каплин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Источники ионизирующего излучения (ИИИ) востребованы во многих отраслях промышленности, таких как радиационная дефектоскопия, контроль технологических процессов, разведка полезных ископаемых, радионуклидные средства лучевой терапии.

При изготовлении ИИИ необходимо осуществить надежную герметизацию радиоактивного вещества, находящегося внутри капсулы, что является одним из важнейших условий обеспечения их безопасной эксплуатации. В большинстве случаев герметизацию таких изделий выполняют с помощью сварки.

Конструкция источника (рис. 1) представляет собой малогабаритную капсулу из сплава ванадия высотой 4,5 мм и диаметром 3,9 мм. После облучения она помещается в капсулу из стали 12Х18Н10Т высотой 6,85 мм и диаметром 4,9 мм. Капсулы герметизируются путем ее сварки с заглушкой кольцевым швом по торцу. В данной работе проводилась разработка технологии сварки наружной и внутренней капсул ИИИ на основе селена-75.

Данный вид ИИИ относится к малогабаритным изделиям, размеры которых при герметизации оказывают влияние на сварное соединение. При сварке малогабаритных изделий существует вероятность образования дефектов из-за выплеска, который образуется в момент перекрытия сварного шва. Нагретый внутренний объем воздуха выходит под давлением через расплавленный металл, в результате чего образуются дефекты сплошности сварного соединения (поры, свищи) и возможен выход радиационно-опасных элементов. Решающими факторами выплеска является нагрев и возрастание давления внутри замкнутого объема источника при сварке. Известно [1], что снизить температуру внутри источника при сварке возможно за счет минимизации тепловложения и увеличения длины заглушки.

Для внутренней капсулы был выбран способ лазерной импульсной сварки, которая позволяет не допускать перегрева воздуха внутри этой капсулы из-за малого размера пятна нагрева и дозированного тепловложения, тем самым, исключая вероятность выплеска (рис.2). Глубина проплавления согласно КД на изделие составляла не менее 75% от толщины свариваемых кромок (рис. 3).

Внешняя капсула источника собирается и герметизируется в дистанционных условиях радиационно-защитной камеры. В таких условиях применение способа лазерной сварки ограничено стойкостью оборудования к радиационному

воздействию. Поэтому для сварки изделия был выбран способ аргодуговой импульсной сварки так же позволяющий существенно снизить температуру внутри источника (рис. 2).

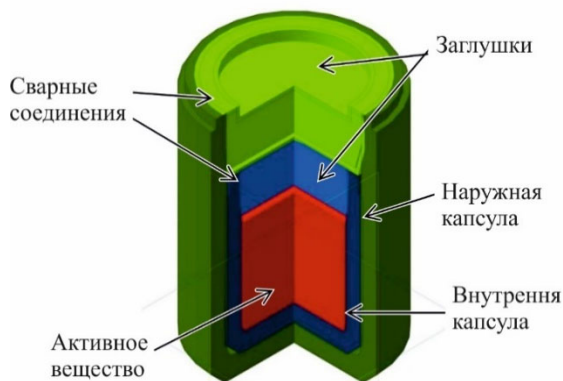


Рис. 1. Конструкция источника гамма-излучения

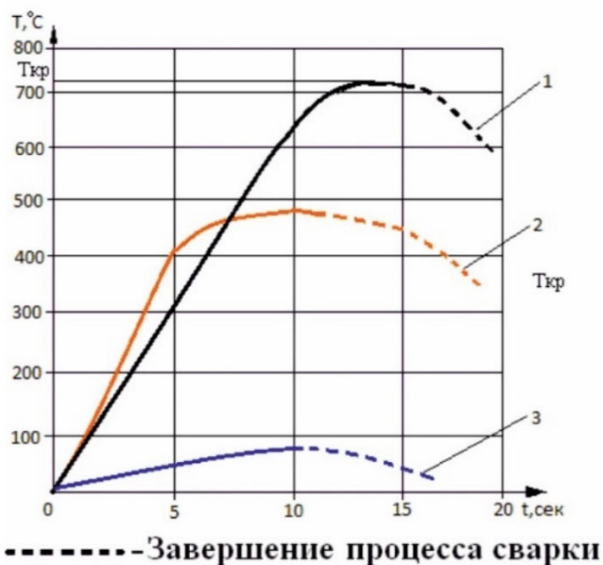


Рис. 2. Температура внутри источника (1 — аргодуговая сварка в непрерывном режиме, 2 — импульсная аргодуговая сварка, 3 — импульсная лазерная сварка)

Основной особенностью данной конструкции источника являлись её уменьшенные габаритные размеры по сравнению с прототипом. Уменьшение размеров привело к необходимости уменьшить длину заглушки внешней капсулы до 2мм, что влияет на увеличение вероятности образования выплесков. В ходе разработки технологии герметизации были рассчитаны и опробованы режимы импульсной сварки с минимальным тепловложением для достижения полной глубины проплавления. Однако снизить температуру нагрева изделия ниже критической этим способом не удалось. Из 10 заваренных образцов на 4х были выплески. Поэтому на основании опыта эксплуатации и изготовления аналогичных изделий требуемая величина проплавления была снижена до 50% (рис. 4). Уменьшение глубины проплавления позволило снизить тепловложение при сварке и избежать выплесков.

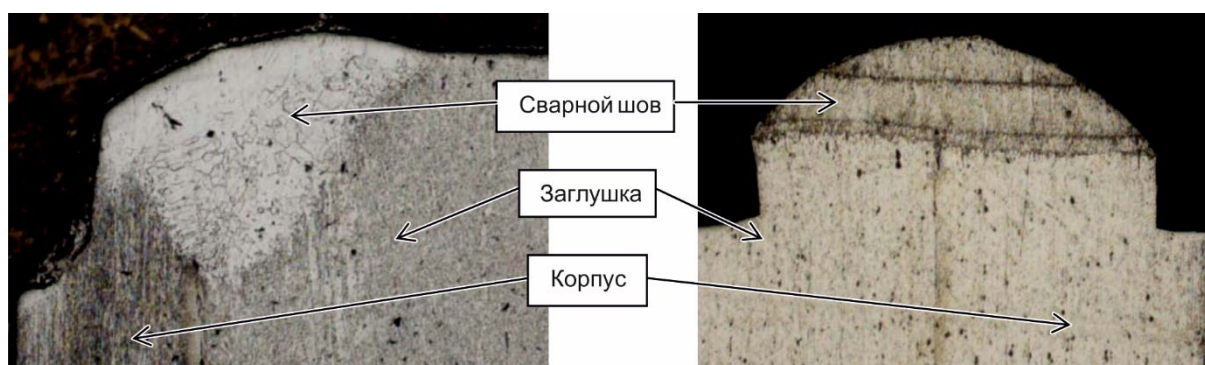


Рис. 3. Макроструктура соединения выполненного импульсной лазерной сваркой внутренней капсулы, x100

Рис. 4. Макроструктура соединения выполненного импульсной дуговой сваркой наружной капсулы, x100

В результате проведенных исследований были разработаны технологии лазерной импульсной сварки для внутренней капсулы источника ИИИ на основе селена-75 и технология аргонодуговой сварки в импульсном режиме для внешней капсулы позволяющие получать стабильное качество сварных соединений.

ТЕХНОЛОГИЯ СВАРКИ ИЗДЕЛИЙ РАДИОИЗОТОПНОГО НАЗНАЧЕНИЯ ИЗ АЛЮМИНИЕВЫХ СПЛАВОВ

С.А. Андреев, Е.М. Табакин, Г.В. Мирошниченко

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Алюминиевые сплавы получили широкое применение в качестве конструкционного материала для изделий активных зон ИЯУ радиоизотопного назначения. Такими изделиями являются мишени для наработки изотопов, облучательные устройства. Благодаря особым физическим свойствам алюминиевых сплавов, достигается высокая эффективность наработки изотопов.

Наиболее распространённый тип конструкции изделий — это цилиндрические полые трубки, торцы которых герметизируются приваркой заглушек. Особенностью всех типов изделий является малая толщина стенки (от 0,25 до 2 мм). Помимо этого фактора, усложняют технологию сварки склонность алюминиевых сплавов к образованию пор и наличие на поверхности оксидной плёнки, препятствующей формированию качественных сварных соединений. При этом, в связи с жесткими условиями эксплуатации, к качеству сварных соединений таких изделий предъявляются высокие требования. Поэтому вопросы повышения качества сварных соединений являются актуальными.

Цель работы: Повышение качества сварных соединений изделий атомной техники из алюминиевых сплавов.

В работе изучен механизм роста пор под влиянием давления, возникающего под действием сил поверхностного натяжения при сварке малогабаритных тонкостенных изделий. Учёт этого фактора позволяет более достоверно рассчитать время существования сварочной ванны, и, соответственно, вероятность увеличения размеров пор в сварных швах. Для диапазона толщин свариваемых кромок от 0,1 до 0,7 мм, время роста пор определяется уравнением $y = 2.846e^{0.768x}$.

Уменьшить влияние и количество оксидных включений в сварных швах можно путём вытеснения их за пределы рабочего сечения сварных соединений в технологические проточки. Для выявления оптимальной геометрии проточки было проведено компьютерное моделирование (рис. 1). Полученные данные позволили выявить оптимальную геометрию и расположение проточек в зависимости от условий нагрева изделия при сварке (рис. 2).

В работе показано, что при лазерной сварке торцовых сварных соединений для вытеснения оксидной плёнки из зоны сварного шва достаточно наличие равномерного зазора между кромками. Экспериментально установлено

при сварке изделий с толщиной кромок 0,1–0,4 мм и минимальной величине зазора между ними 30–50% достигается необходимый эффект по удалению оксидной пленки из сечения сварного соединения. При этом, для таких толщин величина максимально допустимого зазора составляет 75–100%. Помимо зазоров, при сборке тонкостенных элементов возможно смещение их кромок относительно друг друга. Наличие больших смещений, как и зазоров, может значительно ухудшить качество сварного шва. Установлено, что для рассматриваемого диапазона толщин предельно-допустимое смещение кромок, с применением технологических приёмов, может составлять до 500%

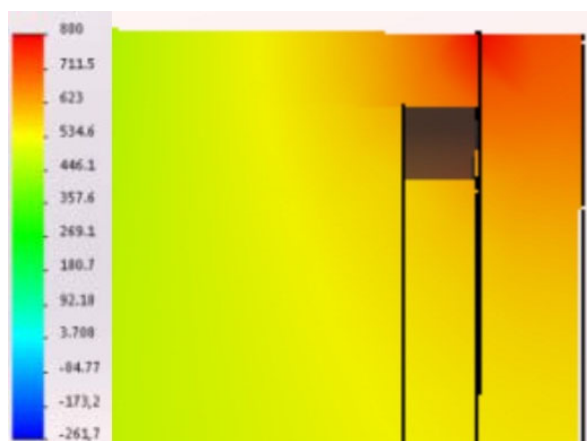


Рис. 1. Изотермы процесса аргодуговой сварки стыко-замкового соединения при величине вылета 20 мм

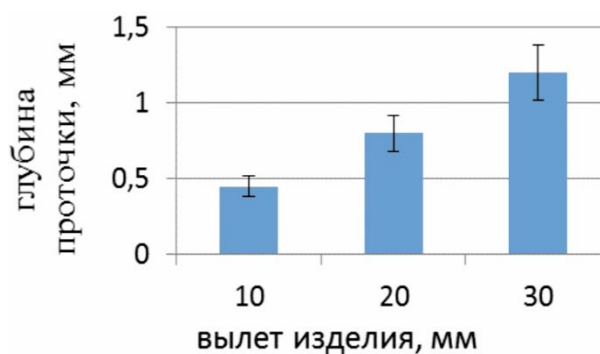


Рис. 2. Зависимость глубины проточки в зависимости от вылета изделия из теплоотводящей цанги, мм

Основным ограничением качественного формирования торцового сварного соединения на трубчатых изделиях может стать дефицит расплавляемого металла. Для компенсации недостатка металла необходимо обеспечивать определённое соотношение толщины кромки к диаметру изделия.

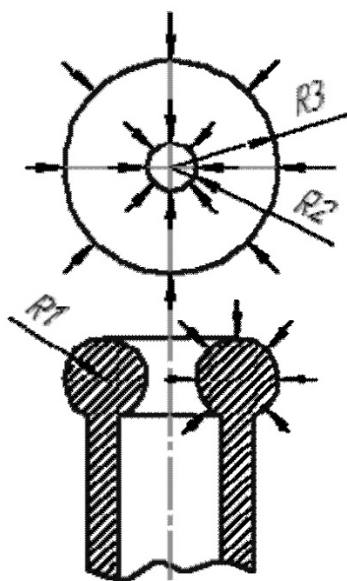


Рис. 3. Действие сил поверхностного натяжения на расплавленный торец

Для определения данного соотношения с учетом формы сварочной ванны и её размеров, можно составить уравнение баланса сил поверхностного натяжения (рис. 3):

$$F_1 = F_2 + F_3$$

По результатам расчётов было определено допустимое отношение толщины кромки изделия к его диаметру, при котором обеспечивается качественное формирование сварного шва ($s/d > 0,15$).

Результаты работы внедрены в технологические процессы изготовления изделий активных зон ИЯУ.

Полученные в работе экспериментальные и расчетные данные позволили повысить качество сварных соединений изделий радиоизотопного назначения из алюминиевых сплавов путем оптимизации их конструкций и режимов их сварки.

МЕТОДИКА ИЗМЕРЕНИЯ МОЩНОСТИ ЭКСПОЗИЦИОННОЙ ДОЗЫ ОТ ИСТОЧНИКОВ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОСНОВЕ ГАДОЛИНИЯ-153

Ж.Д. Маркова, Н.Ф. Демченко

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Показаны основные этапы производства источников ионизирующего излучения (ИИИ) на основе гадолия-153. Показаны основные этапы разработки методики измерений МЭД. Практическая значимость работы заключается в совершенствовании методов аналитического сопровождения источников, оптимизации методов расчета и обработки измерений.

В АО «ГНЦ НИИАР» производится большой ассортимент ИИИ: источники гамма-излучения ^{153}Gd , ^{60}Co , ^{192}Ir и т.д., а также источники нейтронного излучения ^{252}Cf и ^{244}Cm . АО «ГНЦ НИИАР» является единственным в России производителем гадолия-153. ИИИ на основе гадолия-153 применяются в ядерной медицине, в частности, ИИИ на его основе применяются в костных денситометрах, определяющих состав костной ткани и диагностики костных заболеваний, благодаря рентгеновскому (42,4 кэВ) и гамма-излучению (97 кэВ) радионуклида.

Параметры ИИИ на основе ^{153}Gd

Активная часть источника формируется из порошка оксида гадолия Gd_2O_3 . Капсулу источника изготавливают из титана, герметизируют аргоновой сваркой. По техническим условиям, типы источников устанавливаются в зависимости от конструктивного исполнения капсулы, или активной части и активности источника (табл.1).

Номинальная активность источников составляет 37 ГБк (1 Ки) или 11 ГБк (0,3 Ки), поток фотонов — не менее $1,2 \cdot 10^9$ или $4 \cdot 10^8 \text{ с}^{-1} \cdot \text{ср}^{-1}$ соответственно на дату изготовления (поставки).

Таблица 1.

Основные параметры источников на основе ^{153}Gd [3]

Тип источника	Размер, мм				Активность, ГБк (Ки), не менее	Поток фотонов с энергией 44 кэВ, $\times 10^9 \text{ с}^{-1} \cdot \text{ср}^{-1}$, не менее	Категория потенциальной радиационной опасности
	D	L	d	l			
ФГ153М11.49	5,7	16,0	3,0	0,05	4,4 (0,12)	0,3	5
ФГ153М11.410				He менее 2	37,0 (1)	1,2	4
ФГ15312.110			2,0		11,0 (0,3)	0,4	
ФГ153М13.410	7,0	10,0	3,0	He менее 2	37,0 (1)	1,2	5
ФГ153М13.49					0,05	4,4 (0,12)	

Технология изготовления ИИИ на основе гадолиния-153

Технология изготовления источников на основе гадолиния-153 включает:

- ◆ изготовление стартовой композиции на основе кварцевого порошка (или керамики) и оксида европия;
- ◆ облучение специальных реакторных мишеней, содержащих стартовую композицию, в активной зоне реактора СМ или в реакторе на быстрых нейтронах БОР-60;
- ◆ дистанционное вскрытие реакторных мишеней и извлечение активной части;
- ◆ радиохимическое разделение изотопов европия, гадолиния и самария;
- ◆ выделение и очистку препарата гадолиния-153;
- ◆ изготовление активного сердечника источника;
- ◆ дистанционную герметизацию капсулы источника аргонодуговой сваркой;
- ◆ проведение гамма-спектрометрических измерений, паспортизацию и упаковку источника в транспортный контейнер.

Все источники, производимые в АО «ГНЦ НИИАР» отвечают международным требованиям СМК по стандарту ISO 9001 и современным требованиям безопасности.

Основными радиационными параметрами источников гамма-излучения на основе ^{153}Gd являются:

- ◆ МЭД на расстоянии 1 м от источника (неопределенность измерений не должна превышать 15%);
- ◆ эквивалентная активность источника (расчетная);
- ◆ активность примесей побочных изотопов: ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{133}Ba . При этом, активность примесных радионуклидов не должна превышать 370 кБк (10 мкКи), с учетом неопределенности измерений.
- ◆ отношение потоков фотонов с энергиями 44 кэВ/100 кэВ по нормали должно составлять не менее 1,35.

Основными критериями безопасности закрытых ИИИ являются их герметичность и уровень поверхностной загрязненности.

Измерение МЭД источников на основе гадолиния-153

В основу положен метод сличения при помощи компаратора, когда внешнее фотонное излучение измеряемого источника сравнивается с внешним фотонным излучением образцового источника в идентичных геометрических условиях (геометрия коллимированного пучка). С учетом полученных измерений (показаний дозиметра) рассчитывают МЭД, активность радионуклида ^{153}Gd в источнике по образцовому источнику, калиброванному по МЭД и мощности кермы в воздухе.

Результаты измерений

Данным методом и с помощью вышеупомянутого оборудования проводились измерения источников ^{153}Gd в течение 2019 года. Результаты измерений представлены в табл. 2.

Погрешность при проведении измерений не превышала 15%.

Все измеренные источники относятся к одному типу — ФГ153М13.410, срок службы составляет 5 лет.

Результаты измерений МЭД источников ^{153}Gd

Дата измерений	Маркировка источника	Фон, мкГр/мин на расстоянии 100 см	Показания дозиметра	МЭД, нА/кг	Активность	
					ГБк	Ки
19.02.2019	Э1/19	0,099	9,64	4,65	51,08	1,38
	Э2/19	0,119	9,08	4,37	47,95	1,30
	01/19	0,084	7,69	3,72	37,60	1,02
22.04.2019	02/19	0,02	9,64	4,56	45,93	1,24
	03/19	0,02	9,08	4,29	43,19	1,17
22.04.2019	04/19	0,111	9,28	4,38	44,05	1,19
	05/19	0,116	9,19	4,33	43,54	1,18
10.09.2019	08/19	0,4	9,06	4,36	45,72	1,24
19.09.2019	07/19	0,22	7,02	3,71	38,9	1,05

Все измеренные источники соответствуют требованиям СМК, требованиям безопасности, требованиям заказчика. Источники герметичны, препарат ^{153}Gd имеет приемлемое количество примесей побочных изотопов.

Были рассмотрены особенности производства ИИИ в АО «ГНЦ НИИАР», в частности, ИИИ на основе ^{153}Gd . Рассмотрены основные характеристики линейки производимых в АО «ГНЦ НИИАР» источников на основе ^{153}Gd . Разработана и аттестована новая методика по измерению МЭД ИИИ на основе гадолиния-153. Методика апробирована и успешно применяется в лаборатории контроля радиационных параметров ИИИ Отделения радионуклидных источников и препаратов АО «ГНЦ НИИАР».

КИНЕТИКА ОСАЖДЕНИЯ СЕРЕБРА НА СИНТЕТИЧЕСКИЙ ЦЕОЛИТ NaX

Е.В. Черноокая¹, В.А. Сивкова²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Сорбенты на основе цеолитов применяются при водоочистке, для сорбции токсичных веществ в жидких и газовых средах, сорбции радионуклидов и т.д. Так, серебросодержащие сорбенты на основе цеолитов могут быть применены для удаления радиоактивного йода из растворов и газов [1]. Синтетический цеолит NaX может быть использован для получения серебросодержащего сорбента, предназначенного для извлечения из растворов радионуклидов йода. Однако в литературе не описаны кинетические зависимости сорбции

серебра при изготовлении серебрясодержащего сорбента на основе синтетического цеолита NaX и не обоснованы режимы его изготовления (нагревание, время выдержки, и т.д.). В докладе представлены результаты исследования кинетики сорбции серебра на синтетический цеолит NaX.

Изучение кинетики сорбции серебра на цеолите с различным диаметром зёрен показало явную зависимость, как скорости сорбции, так и количества серебра, перешедшего в цеолит, от размера зёрен сорбента (рис.1). При использовании сорбента с диаметром зёрен менее 0,063 мм, уже фактически к 15 минуте происходит насыщение цеолита и устанавливается состояние равновесия (кривая 1, рис.1). При сорбции на цеолите с диаметром зёрен 0,25–0,063 мм, состояние равновесия наступает на 20 минуте (кривая 2, рис.1). Содержание ионов серебра в цеолите (мг Ag/1 г цеолита) в случае использования зёрен цеолита с диаметром 0,25–0,063 мм, уменьшается относительно цеолита с диаметром зёрен менее 0,063 мм в среднем на 10 %. Для самой крупной фракции (2–0,25 мм) к 120 минуте равновесие так и не устанавливается, однако замедление скорости сорбции свидетельствует о близости насыщения цеолита (кривая 3, рис.1).

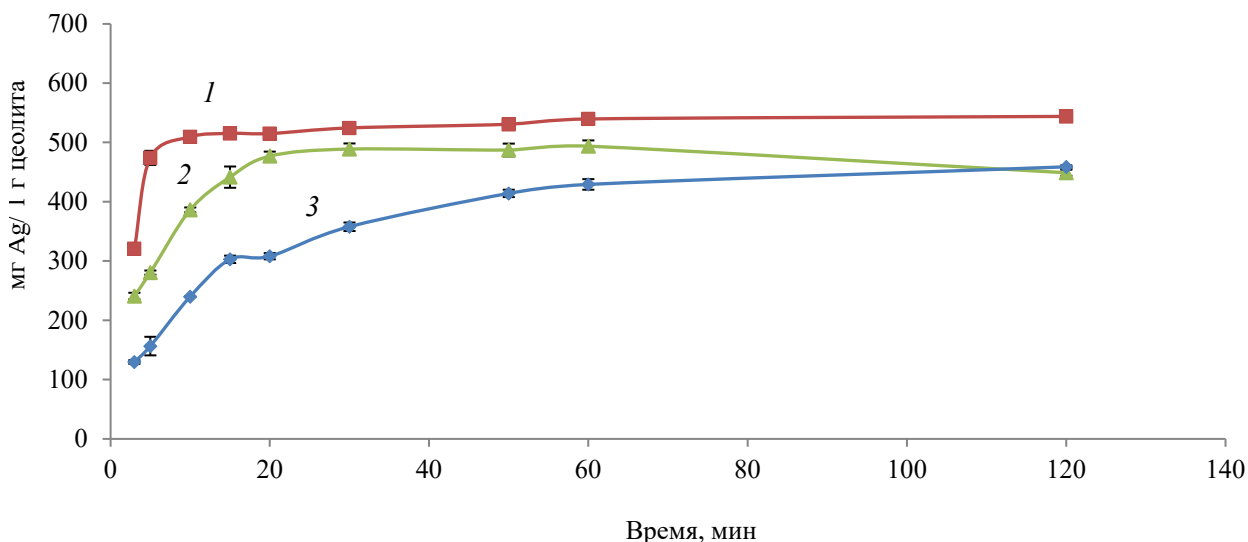


Рис.1 Кинетические кривые осаждения серебра на цеолите NaX (для цеолита с размером зерна в пределах 1 — 0,050–0,063 мм; 2 — 0,063–0,250 мм; 3 — 0,25–2,00 мм).

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

АО «"АЭМ-технологии"» (Атоммаш) — Волгодонский филиал «Атоммаш» акционерного общества «Инжиниринговая компания "АЭМ-технологии"» (г. Волгодонск).

АО «ВНИИНМ» — акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» (г. Москва).

АО «ВНИИАЭС» — акционерное общество «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» (г. Москва).

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (г. Димитровград).

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» — акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (г. Обнинск).

АО «ИРМ» — акционерное общество «Институт реакторных материалов» (г. Заречный).

АО «НИКИЭТ» — акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала» (г. Москва).

АО «ОКБ "Гидропресс"» — акционерное общество «Опытно-конструкторское бюро по конструкциям гидропаропрессового оборудования» (г. Подольск).

АО «ОКБМ Африкантов» — акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова» (г. Нижний Новгород).

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» — акционерное общество «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина» (г. Санкт-Петербург).

АО «ЦКБМ» — акционерное общество «Центральное конструкторское бюро машиностроения», (г. Санкт-Петербург).

Госкорпорация «Росатом» — государственная корпорация по атомной энергии (г. Москва).

ДИТИ НИЯУ МИФИ — Димитровградский инженерно-технологический институт — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"» (г. Димитровград).

ОАО «НИИМТ» — открытое акционерное общество «Научно-исследовательский институт металлургической технологии» (г. Ижевск).

ООО «Сенсорные системы» — общество с ограниченной ответственностью «Сенсорные системы» (г. Санкт-Петербург).

ОТИ НИЯУ МИФИ — Озёрский технологический институт — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"» (г. Озёрск).

ПАО «МСЗ» — публичное акционерное общество «Машиностроительный завод» (г. Электросталь).

СТИ НИЯУ МИФИ — Северский технологический институт — филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"» (г. Северск).

ФГАОУ ВО «УрФУ» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» (г. Екатеринбург).

ФГБОУ ВО «СПбГМТУ» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Санкт-Петербургский государственный морской технический университет», (г. Санкт-Петербург).

ФГБОУ ВО «МГУ» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова» (г. Москва).

ФГБОУ ВО «НИУ "МЭИ"» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский университет "Московский энергетический институт"» (г. Москва).

ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова Национального исследовательского центра "Курчатовский институт"» (г. Гатчина).

ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"» (г. Москва).

ФГБУН «ИФХЭ РАН» — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт физической химии и электрохимии имени А.Н. Фрумкина Российской академии наук» (г. Москва).

ФГБУН «ИПМаш РАН» — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт проблем машиноведения Российской академии наук», (г. Санкт-Петербург).

ФГУП «ОИВТ РАН» — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Объединённый институт высоких температур Российской академии наук» (г. Москва).

ФГУП «ПО "Маяк"» — федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение "Маяк"» (г. Озёрск).

ФГУП «РАДОН» — федеральное государственное унитарное предприятие «Объединённый эколого-технологический и научно-исследовательский центр по обезвреживанию радиоактивных отходов и охране окружающей среды» (г. Москва).

ЧУ «ИТЦП "Прорыв"» — частное учреждение государственной корпорации по атомной энергии "Росатом" «Инновационно-технологический центр проекта "Прорыв"» (г. Москва).

СОДЕРЖАНИЕ

ФИЗИКА, ТЕХНИКА, ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ..... 3

- Особенности формирования компоновки активной зоны
исследовательского реактора МИР
для проведения экспериментов в 2020 году.
П.А. Зайченко, А.П. Малков
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград) 4
- Использование реактора со сверхкритическими параметрами
теплоносителя в системе ядерной энергетики с различными
топливными циклами.
А.С. Лапин, А.С. Бобряшов, В.Ю. Бландинский, Е.А. Бобров
(ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва) 5
- Перспективный горизонтальный парогенератор ПГВ-1К
для двухпетлевой реакторной установки с реактором ВВЭР.
О.В. Короткова, С.Л. Лякишев
(АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск)..... 6
- Анализ нарушений в работе исследовательских ядерных
установок России.
М.А. Соловьев, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова,
А.Л. Демидов, К.В. Федюлин, Н.А. Калиновская
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград) 7
- Анализ тяжёлой стадии аварии на атомной электростанции
с реактором РБМК-1000 с помощью расчётного кода «Сократ».
А.М. Осипов, Д.В. Финошкина
(ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва) 8
- Изменение коэффициентов реактивности реактора БОР-60
за время его эксплуатации.
И.Ю. Жемков¹, Ю.В. Набойщиков¹, В.Ю. Анисимов¹, А.Е. Дьяченко^{1,2}
(¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград;
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград) 9
- Разработка программы нейтронной спектрометрии
в реакторе СМ после реконструкции.
С.А. Енин^{1,2}, В.В. Павлов¹, А.Р. Белозерова¹, Т.И. Чернышева¹
(¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград;
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград) 10

Влияние свойств покрытий на теплообмен при охлаждении горячих тел применительно к толерантному топливу для атомных электростанций. И.А. Молотова ^{1,2} , А.Р. Забиров ¹ , В.В. Ягов ² , М.М. Виноградов ² , И.А. Беляев ¹ (¹ ФГУП «ОИВТ РАН», г. Подольск; ² ФГБОУ ВО «НИУ "МЭИ"», г. Москва).....	11
Результаты контроля герметичности оболочки твэлов на остановленном реакторе за период эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. А.А. Скрябин ^{1,2} , М.В. Маркелов ¹ , Е.В. Синявина ¹ , Ю.А. Кушнер ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	14
Совершенствование метода определения нейтронно-физических характеристик активных зон на критическом стенде СТ-1125. Д.А. Новикова, А.Г. Васяткин, А.А. Молодцов (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	16
Разработка методики определения энерговыделения для модернизированного реактора СМ. И.В. Митрофанов ^{1,2} , А.П. Малков ^{1,2} , А.В. Пайдулов ^{1,2} , Н.Ю. Марихин ¹ , Ю.А. Краснов ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	18
Оценка давления при паровом взрыве в подреакторном помещении атомной электростанции с реактором РБМК-1000. О.И. Мелихов, А.М. Осипов, Д.В. Финошкина (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва).....	19
Анализ накопления радиоактивных веществ в облучённых тепловыделяющих сборках реактора МИР. П.А. Зайченко, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	20
Методическая база химического контроля состава теплоносителей контуров исследовательского реактора МИР. О.Н. Владимирова, В.И. Васильев, С.А. Двойнишникова, Е.О. Демидовская (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	21
Экспериментальное обоснование вибропрочности тепловыделяющихборок реакторов ВВЭР по условию отсутствия фреттинг-износа твэлов. В.В. Макаров, Е.А. Ерёмин (АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск)	22

Анализ ядерной безопасности и результаты работы реактора ВК-50 в сорок седьмую кампанию. М.В. Маркелов ¹ , Е.Г. Бреусова ¹ , Е.В. Синявина ¹ , А.А. Скрябин ^{1,2} (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	23
Разработка технического решения по цифровому сопровождению строительства АЭС с использованием методов фотограмметрии. Н.Ю. Кириак (ЧУ «ИТЦП "Прорыв"», г. Москва)	25
Оценка безопасности инженерного барьера с принципом вложенности для радиоактивных отходов III и IV класса путём построения математической модели миграции радиоактивных веществ. С.В. Рогожкин, В.В. Калыгин, В.А. Узиков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	28
Анализ ядерной безопасности при обращении с топливом реактора СМ. Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	31
Нейтронно-физические характеристики загрузки активной зоны реактора ВВЭР-1000 ураноплутониевым топливом Ремикс-Е. Н.В. Ковалев, А.М. Прокошин, В.А. Яковлев, Н.М. Сидоров, Е.И. Холупенко, А.С. Кудинов (АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург).....	33
Анализ ядерной безопасности при хранении упаковок с различными типами ядерных делящихся материалов в радиационно-защитных камерах. Р.В. Самохвалов, Е.С. Фрааз, А.П. Малков, А.В. Акимов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	36
Определение вероятности существования дефекта с размером, превышающим допустимое значение, на примере корпуса реактора. Д.А. Кузьмин, М.В. Верташенков (АО «ВНИИАЭС», г. Москва)	38
Исследование зависимости содержания гель-фракции радиационно-модифицированного ускоренными электронами полидициклопентадиена от поглощённой дозы. М.Ю. Кожанова ¹ , О.В. Литвиненко ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	39

Методика анализа ядерной безопасности при проведении исследований отработавшего ядерного топлива в защитных камерах на примере экспериментальной тепловыделяющей сборки реактора МБИР. А.В. Акимов, Е.С. Фрааз, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	41
О состоянии безопасности исследовательских ядерных установок государств — участников Содружества Независимых Государств. К.В. Федупин, М.А. Соловьев, Н.Г. Гатауллин, Н.Н. Матросова, А.Л. Демидов, Н.А. Калиновская (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	43
РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ	45
Результаты исследования механических свойств стали марки ЭП823-Ш, облучённой в качестве оболочек твэлов в реакторе БН-600. Д.А. Соколовский ^{1,2} , Д.Е. Маркелов ¹ , В.С. Неустроев ¹ , Ф.Н. Крюков ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	46
Сравнение остаточного и предельного ресурсов твэлов с оболочками из сталей марок ЧС68 и ЭК164 при эксплуатации в реакторе БН-600. А.Р. Исинбаев, А.В. Козлов, И.А. Портных (АО «ИРМ», г. Заречный)	47
Микроструктура оболочек твэлов из стали марки ЭП823-Ш, облучённых в реакторе БН-600. Д.Е. Маркелов, Д.А. Соколовский, Ф.Н. Крюков, В.С. Неустроев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	48
Исследование деформации кольцевого образца при испытании на растяжение. Р.П. Карагерги, М.В. Евсеев, А.В. Козлов (АО «ИРМ», г. Заречный)	50
Исследование свойств и структуры ультрамелкозернистой стали марки 08Х18Н10Т, полученной методом интенсивной пластической деформации. А.К. Глушкова ^{1,2} , А.А. Карсаков ¹ , Т.М. Буланова ¹ , В.С. Неустроев ¹ , В.К. Шамардин ¹ , Л.А. Евсеев ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	53

<p>Определение показателей коррозии стали марки ЭП823-Ш в свинце с использованием гравиметрического метода. А.А. Козлова, О.А. Голосов, Т.Л. Кузина (АО «ИРМ», г. Заречный).....</p>	56
<p>Радиационное распухание смешанного нитридного ураноплутониевого топлива в экспериментальных твэлах с гелиевым и свинцовым подслоем. А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин, Ильнур Ф. Гильмутдинов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....</p>	58
<p>Результаты исследования облучённого нитридного топлива методами сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа. Ильнур Ф. Гильмутдинов, Ф.Н. Крюков, О.Н. Никитин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....</p>	59
<p>Способы влияния на параметр термической стабильности геометрических размеров ураногадолиниевого топлива. А.Е. Карпеева¹, А.Е. Скомороха¹, И.С. Тимошин¹, Е.Н. Михеев² (¹ПАО «МСЗ», г. Электросталь; ²АО «ВНИИНМ», г. Москва).....</p>	61
<p>Определение параметров кинетики атермического выхода газообразных продуктов деления из топлива твэлов реактора ВВЭР, отработавших до выгорания 28–35 МВт·сут/кг урана. А.А. Боков, В.А. Жителев, С.С. Сагалов, О.Г. Сидоренко (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....</p>	62
<p>Влияние условий длительного послереакторного хранения на структуру гидридов и механические характеристики образцов оболочечных труб, изготовленных из сплава Э110. Е.А. Кулешова, Р.А. Курский, О.О. Забусов, А.Б. Гайдученко, А.С. Брагин, А.В. Рожков, Д.А. Мальцев, М.А. Скундин, Е.А. Васильева, А.С. Фролов, Д.В. Сафонов (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва)</p>	64
<p>Определение параметров функции распределения локального выгорания по радиусу топливных таблеток твэлов реактора ВВЭР с различным средним по сечению выгоранием топлива. А.С. Ореховский, В.А. Жителев, О.Н. Никитин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....</p>	65
<p>Исследование состояния смазочно-охлаждающей жидкости при различных схемах фильтрации (обработка силицированного графита). А.М. Кузьмин¹, С.Г. Чулкин² (¹АО «ЦКБМ», г. Санкт-Петербург; ²ФГБОУ ВО «СПбГМТУ», ФГБУН «ИПМаш РАН», г. Санкт-Петербург)</p>	68

Распухание топливной композиции «диоксид урана — силумин» в опытных твэлах реактора СМ. Илгиз Ф. Гильмутдинов, В.Ю. Шишин, Ф.Н. Крюков, В.В. Пименов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	70
Определение температуры растворения / выпадения гидридов в сплаве циркония методом дифференциальной сканирующей калориметрии. Д.М. Сорбат, Е.П. Белан (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	70
Влияние фторированного графена на процессы трения и износ при скольжении. А.М. Кузьмин ¹ , С.Г. Чулкин ² (¹ АО «ЦКБМ», г. Санкт-Петербург; ² ФГБОУ ВО «СПбГМТУ», ФГБУН «ИПМаш РАН», г. Санкт-Петербург).....	71
Освоение технологии изготовления трубной заготовки из сплава 42ХНМ методом горячей прошивки на стане поперечно-винтовой прокатки. А.Ю. Кураев ¹ , А.И. Кузнецов ¹ , С.Н. Тимошин ¹ , А.В. Митрошенков ¹ , Г.В. Сапожников ² , С.П. Поздеев ² (ПАО «МСЗ», г. Электросталь; ² ОАО «НИИМТ», г. Ижевск).....	73
VNCODE — код научного руководителя для расчётного сопровождения реакторов на быстрых нейтронах. А.А. Перегудов, И.В. Тормышев, М.Ю. Семенов, В.А. Мишин, Я.В. Дьяченко, Э.М. Дзугкоева (АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск).....	74
Разработка ферритной стали на основе системы «железо — хром — алюминий — кремний» для оболочек твэлов ядерных реакторов. М.Д. Савельев, Б.А. Тарасов, А.А. Голубничий (АО «ВНИИНМ», г. Москва).....	76
Механические свойства оболочек твэлов из сплава Э110 в продольном направлении после эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000. А.О. Мазаев, Г.П. Кобылянский, Е.В. Чертопьятов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	77
Разработка метода неразрушающего контроля неравномерности распределения гадолиния в стержнях выгорающего поглотителя. А.А. Ушаков, Л.Е. Шевченко (ПАО «МСЗ», г. Электросталь).....	78

РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА.....	80
Изучение изменения фазового состава имитаторов обломков ядерного топлива атомной электростанции «Фукусима-Дайити» в условиях, определяющих ускоренное старение. А.А. Колобова, С.В. Томилин, Д.М. Яндаев, М.Г. Дмитриев, Е.А. Прыжевская, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	81
Оценка возможности переработки перспективных видов ядерного топлива. Е.А. Камаева, А.С. Кудинов, М.С. Агафонова-Мороз, Н.В. Ковалёв, А.А. Мурзин, Н.В. Рябкова (АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург)	83
Радиационная и химическая устойчивость модельных топливосодержащих материалов атомной электростанции «Фукусима-Дайити». С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, Е.А. Прыжевская, К.О. Копанева, Д.М. Яндаев, М.Г. Дмитриев, О.В. Мурасова, В.А. Ефимов, А.А. Лизин, М.И. Хамдеев, Д.Е. Тихонова, А.А. Колобова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	84
Контроль ключевых компонентов при переработке отработавшего ядерного топлива с помощью мультисенсорной потенциометрии. Ю.С. Савосина ¹ , М.С. Агафонова-Мороз ¹ , Д.О. Кирсанов ² , В.А. Бабаин ² , А.В. Легин ² , А.А. Лумпов ¹ (¹ АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург; ² ООО «Сенсорные системы», г. Санкт-Петербург)	86
Поведение плутония и америция в формиатных и оксалатных системах. А.Р. Салахова, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева, К.О. Копанева, А.О. Макаров (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	88
Определение кислородного коэффициента диоксида урана методом рентгеновской дифракции. Е.С. Шабурова, В.А. Орлова, И.В. Манаков, Д.Д. Галузин (ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск)	89
Радиационная и химическая устойчивость боросиликатной матрицы для иммобилизации высокоактивных отходов смешанного нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива. О.В. Мурасова, Д.М. Яндаев, М.И. Хамдеев, А.А. Лизин, Е.А. Прыжевская, О.С. Дмитриева, А.А. Колобова, М.В. Додонова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	91

Особенности пероксидного осаждения урана. К.О. Копанева, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева, М.Г. Дмитриев, А.О. Макаров (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	93
Противофильтрационные и противомиграционные свойства барьерных материалов. В.О. Жаркова (ФГБУН «ИФХЭ РАН», г. Москва)	93
Оценка безопасности хранилищ радиоактивных отходов. К.Е. Воронцова (ФГУП «РАДОН», г. Москва)	94
Изучение поведения родия в расплаве на основе эвтектической смеси хлоридов лития, калия и цезия методом электронной спектроскопии поглощения. А.А. Осипенко (ФГАОУ ВО «УрФУ», г. Екатеринбург)	97
Исследование процесса переработки некондиционных таблеток смешанного нитрида урана и плутония, полученных карботермическим восстановлением. М.С. Федоров ^{1,2} , А.Н. Жиганов ² , В.Л. Софронов ² , Д.В. Зозуля ¹ , Н.А. Байдаков ¹ , В.Ю. Селявский ¹ (¹ АО «СХК», г. Северск; ² СТИ НИЯУ МИФИ, г. Северск).....	98
Радиохимические исследования смешанного нитридного ураноплутониевого облучённого ядерного топлива. Д.Е. Тихонова, В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков, В.Н. Куприянов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	100
Упаривание модельных растворов высокоактивных отходов в плёночном прямоточном испарителе. Н.А. Дедов, Б.Я. Зильберман, А.Ю. Николаев, Н.Е. Мишина, Е.А. Камаева (АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург)	103
Спектрофотометрическое определение урана в органических экстрактах по собственному поглощению. К.О. Копанева, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	104

Коррозионная стойкость огнеупорных материалов в расплавах боросиликатного стекла. С.М. Шайдуллин ^{1,2} , П.В. Козлов ^{1,3} , М.Б. Ремизов ¹ , А.Н. Жиганов ² (¹ ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск; ² СТИ НИЯУ МИФИ, г. Северск; ³ ОТИ НИЯУ МИФИ, г. Озёрск)	105
Поведение тория и урана (VI) в оксалатной системе. Е.В. Любимова ¹ , А.С. Корнилов ² , С.С. Погляд ² , А.Р. Салахова ² , К.О. Копанева ² (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	109
Технологии сооружения радиохимических барьеров в хранилищах радиоактивных отходов. А.Ю. Бомчук (ФГБУН «ИФХЭ РАН», г. Москва)	110
Экстракционные смеси на основе краун-эфиров для извлечения фракции цезия и стронция из высокоактивных отходов. Л.И. Ткаченко, Е.В. Кенф (АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург)	111
Метрологическое обеспечение производства на примере ФГУП «РАДОН». Е.Е. Кайров (ФГУП «РАДОН», г. Москва)	112
Методика прямого определения концентрации палладия, рутения и родия в многокомпонентных технологических растворах методом оптической эмиссионной спектрометрии с индуктивно связанной плазмой. Н.А. Семенова, Н.В. Сапожникова, А.А. Лумпов (АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург)	114
Сравнительный анализ метрологических характеристик спектрометров альфа-излучения: СЭА-13П1 и Canberra Alpha Analyst. А.А. Кожанов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	115
ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОНУКЛИДНОЙ ПРОДУКЦИИ.....	117
Подготовка препарата тория-228 к длительному и безопасному хранению. И.Л. Буткалюк ¹ , П.С. Буткалюк ¹ , Ю.В. Муравьева ² , Р.Г. Абдуллоев ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	118

Термическое выделение радионуклида лютеция-177 из облучённых мишеней металлического иттербия. С.А. Кротов ¹ , В.Н. Пантелеев ² , А.Е. Барзах ² , Л.Х. Батист ² , Ю.М. Волков ² , В.С. Иванов ² , П.Л. Молканов ² , С.Ю. Орлов ² , Д.В. Федоров ² (¹ АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург; ² ФГБУ «ПИЯФ» (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"»), г. Гатчина)	119
Выбор материала оболочек для радиевых мишеней. П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.С. Куприянов, Р.Г. Абдуллов, С.В. Томилин, А.А. Колобова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	119
Авторадиолитические превращения в щелочных растворах препарата йода-125. М.Н. Смирнов ^{1,2} , К.В. Ротманов ^{1,2} , Ю.Ю. Кузнецова ¹ , А.Д. Евченко ^{1,2} , Д.А. Монстаков ² , А.В. Куприянов ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	120
Исследование электрохимического осаждения калифорния из водно-органического электролита. М.Н. Смирнов ¹ , К.В. Ротманов ¹ , Р.Г. Абдуллов ¹ , А.П. Третьяков ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	121
Технология сварки источника на основе хрома-51. А.В. Каплин, Е.М. Табакин, В.А. Атаманов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	122
Технология сварки источников гамма-излучения на основе селена-75. Н.Ю. Нуждов, А.В. Каплин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	125
Технология сварки изделий радиоизотопного назначения из алюминиевых сплавов. С.А. Андреев, Е.М. Табакин, Г.В. Мирошниченко (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	127
Методика измерения мощности экспозиционной дозы от источников гамма-излучения на основе гадолиния-153. Ж.Д. Маркова, Н.Ф. Демченко (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	129
Кинетика осаждения серебра на синтетический цеолит NaX. Е.В. Черноокая ¹ , В.А. Сивкова ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	131
Названия организаций	133

Научное издание

**X Всероссийская молодёжная конференция
«Научные исследования и технологические разработки
в обеспечение развития ядерных технологий
нового поколения»**

(г. Димитровград, 17–18 марта 2021 г.)

Тезисы докладов

Ответственная за выпуск С.С. Шипулина
Издательская подготовка Н.В. Чертухиной
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной
Дизайн обложки М.Н. Мурзиной

Подписано в печать 16.03.2021. Формат 60×84/16.
Уч.-изд. л. ~ 8,48. Усл. печ. л. 8,49.
Гарнитура Arial, Times New Roman, Myriad Pro Cond.
Тираж 100 экз. Заказ № 170

Оригинал-макет подготовлен
специалистами редакционно-издательского отдела
департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

Отпечатано в акционерном обществе «Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

ISBN 978-5-94831-196-8

