



РОСАТОМ



НИИАР

ВСЕРОССИЙСКАЯ МОЛОДЁЖНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

**НАУЧНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ
И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ РАЗРАБОТКИ
В ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАЗВИТИЯ
ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ
НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ**

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

г. ДИМИТРОВГРАД, 2018

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

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

ВСЕРОССИЙСКАЯ МОЛОДЁЖНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«Научные исследования и технологические разработки
в обеспечение развития ядерных технологий
нового поколения»

(Дмитровград, 27–29 марта 2018 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Дмитровград
2018

УДК 621.039(063)

ГРНТИ 58.01.13

ББК 31.4

Всероссийская молодёжная конференция «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», г. Димитровград, 27–29 марта 2018 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. — 164 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», проходившей 27–29 марта 2018 года в городе Димитровграде 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»), 2018
- © Авторы, 2018

ISBN 978-5-94831-166-1

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

СОЗДАНИЕ МАЛООТХОДНОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА ГАФНИЯ

М.Ю. Зубкова, С.В. Афонин, Е.С. Копарулина, Е.Л. Бутя, А.Г. Зиганшин

АО «ЧМЗ», г. Глазов

В настоящее время монополистом в использовании гафния является ядерная энергетика. Обладающий большим сечением захвата тепловых нейтронов, гафний активно применяют для изготовления регулирующих стержней ядерных реакторов и экранов для защиты от нейтронного излучения. При этом уникальные физические и физико-химические свойства этого элемента вызывают усиленный спрос на него в ряде других отраслей промышленности. Ограничивает диапазон применения гафния сравнительно небольшие объемы производства. Являясь рассеянным элементом, гафний в природных источниках (минералы циркон, бадделлит, эвдиалит) сопутствует цирконию – другому элементу, активно используемому в атомной промышленности – в количестве 1,5-2,0 % (от содержания циркония).

Ввиду особенностей строения атома Zr и Hf имеют близкие химические свойства, поэтому главный вопрос любой промышленной схемы является вопрос разделения Zr и Hf. Среди многочисленных способов разделения циркония и гафния для производства гафния применяются только 3:

1) жидкостная экстракция роданидов из солянокислых сред МИБК – действует на американских и американо-китайских предприятиях;

2) экстрактивная ректификация из расплава хлоридов действует во Франции;

3) жидкостная экстракция из азотнокислых сред ТБФ-ом – действует в АО ЧМЗ – единственном в России предприятии, выпускающем металлический гафний и изделия из него.

Объем производства дорогостоящего гафния в России значительно ниже постоянно растущих требований рынка.

Цель работы – увеличение доли России, в частности АО ЧМЗ, в мировом производстве гафния.

В настоящее время в АО ЧМЗ гафний получают из отходов фторидно-перекристаллизационной схемы получения циркония. При этом разделение циркония и гафния проводят методом жидкостной экстракции, а получение металлического гафния – электролизом фторгафната калия. Таким образом, принципиальная схема производства гафния масштабна, включает конверсию из фторидных соединений Zr и Hf через промежуточную стадию получения гидроксидов в нитратные соединения Zr и Hf и обратно. Многостадийность процесса приводит к низкому выходу годного по гафнию уже на этапе получения металлического порошка, при этом значительная доля гафния, содержащегося в цирконовом концентрате, переходит в категорию безвозвратных потерь.

Кроме того, функционирующий в АО ЧМЗ гидрометаллургический передел переработки цирконового концентрата ориентирован главным образом на получение ядерночистого циркония, тогда как при производстве гафния пе-

речень возможных мер воздействия и корректировки технологического процесса весьма ограничен.

Ввиду низкого содержания гафния в природных минералах, кратное повышение выпуска гафния только за счет увеличения объема переработки исходного сырья труднореализуемо. В связи с этим особый интерес представляют сырьевые источники техногенного происхождения, содержание гафния в которых (по отношению к сумме циркония и гафния) может достигать до 90-99 %.

Таким образом, для увеличения объема выпуска необходимо создание малоотходной гафниевой технологии с вовлечением в цикл максимального количества образующихся гафнийсодержащих отходов, а также переработка любого доступного гафниевого сырья.

Рассмотрен спектр дополнительных источников гафния техногенного происхождения. Для создания единой малоотходной технологии многовариантные источники необходимо классифицировать. С точки зрения переработки в условиях АО ЧМЗ источники гафния можно классифицировать следующим образом:

- 1) соединения, переработка которых на начальном этапе включает стадию прямого растворения во фтористоводородной кислоте;
- 2) соединения, переработка которых включает стадию растворения во фтористоводородной кислоте после конверсии в кислоторастворимую форму;
- 3) соединения, не требующие растворения во фтористоводородной кислоте на начальном этапе переработки.

К первой группе относятся соединения, содержащие гафний в металлическом виде, а также оксиды и гидроксиды гафния, в том числе фторсодержащие, с большим количеством оксомостиков в структуре. Разработана технология переработки оборотов гафния, в основе содержащих элемент в металлическом виде. По результатам проведенных опытно-промышленных испытаний показана возможность возвращения данного типа оборотов в технологический цикл получения гафния.

Ко второй группе техногенного сырья относятся источники, содержащие нерастворимые фторгафнаты смешанного состава с отношением $F:Hf > 7$, например, отработанный электролит гафния. Разработана технология переработки данного вида сырья, включающая на начальном этапе щелочную обработку осадков.

К третьей группе дополнительных источников гафния относится широкий спектр соединений, принципиально растворимых в азотной кислоте с небольшим количеством, либо отсутствием кислородных мостиков в структуре. Это гидроксиды циркония и гафния α , β , γ -форм, гафнийсодержащие растворы и суспензии, хлоридные соединения циркония и гафния. Разработана принципиальная схема переработки оборотных и сырьевых продуктов данного типа, в основе которой лежит экстракционный аффинаж (при необходимости разделения циркония и гафния) и/или сульфатная очистка.

Таким образом, модернизированная схема получения гафния должна включать возможность ввода в нее практически любого гафнийсодержащего полупродукта на разных ключевых этапах передела, что позволит наряду с увеличением выпуска гафния в АО ЧМЗ, также снизить количество отходов. Кроме того, полное обеспечение данным элементом российских ядерных реакторов

открывает перспективу для развития и внедрения производства других гафние-вых продуктов, широко востребованных в настоящее время на Российских и зарубежных рынках.

СИСТЕМА ЗВУКОВИДЕНИЯ «ВИЗУС» РЕАКТОРА БН-800

Д.Н. Лесюков, М.А. Губырин

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Создание системы звуковидения «Визус» ставит своей целью повышение безопасности эксплуатации энергоблока с реактором БН-800. Использование системы «Визус» позволяет обнаружить посторонние предметы в надзонном пространстве и, как следствие, предотвратить повреждение устройств, проходящих через колонну СУЗ, а также элементов активной зоны при вращении поворотных пробок.

Система предназначена для регистрации и определения координат посторонних предметов, находящихся в пространстве между торцами головокборок активной зоны и нижними отметками устройств, проходящих через колонну СУЗ, перед началом перегрузки и, при необходимости, во время перегрузки реактора.

В основе работы системы лежит принцип сканирования пространства ультразвуком и регистрации отраженных сигналов, который позволяет выявлять предметы, препятствующие проведению перегрузочных работ.

Система состоит из двух одинаковых манипуляторов, которые устанавливаются в специальные проходки в корпусе реактора, шкафа управления и рабочего места оператора. Манипулятор предназначен для доставки в контролируемую зону ультразвукового преобразователя (УЗП) и наведения ультразвукового луча в натриевой среде на отражатели ультразвуковых сигналов (ОУЗС), расположенные по периметру активной зоны в количестве 166 шт. Отраженные сигналы от ОУЗС поступают на систему управления и дают возможность судить о наличии посторонних предметов в контролируемом пространстве. Совместное использование зеркально-теневого и эхо метода позволяет системе звуковидения «Визус» охватить все надзонное пространство для регистрации координат посторонних предметов.

Учитывая контролируемую среду – натрий при температуре 230-250 °С, существует проблема установления акустического контакта между излучающей поверхностью УЗП и натрием, которая решается путем нанесения на излучающую поверхность растворимых в натрии покрытий.

В 2017 году был разработан технический проект системы звуковидения «Визус». Завершены НИОКР, посвященные подтверждению работоспособности УЗП в жидком натрии при температуре 230-250 °С, проведенные на базе исследовательского комплекса НИИАР.

ТЕХНИКА И МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЙ В РЕАКТОРЕ ИР-8 ОПЫТНЫХ ТВЭГОВ С УРАН-ГАДОЛИНИЕВОЙ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИЕЙ

А.Н. Абрамов, С.Е. Арефинкина, Д.Ю. Ерак, А.С. Лубина, О.В. Михин,
В.А. Насонов, Ю.Е. Песня, В.В. Яковлев

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

В настоящее время одним из наиболее перспективных направлений повышения эффективности работы АЭС с легководными энергетическими реакторами является стремление к увеличению энерговыработки и КИУМ атомных станций. Для этого необходимо повысить глубину выгорания ядерного топлива и, как следствие, увеличить длину топливной кампании, что достигается благодаря повышению начального обогащения топлива по ^{235}U . Для подавления возникающей излишней начальной реактивности используются выгорающие поглотители нейтронов. Для этой цели в реакторах типа ВВЭР применяются выгорающие поглотители из оксида гадолия Gd_2O_3 , интегрированного в топливо (ТВЭГи).

Анализ опыта эксплуатации и экспериментального изучения поведения уран-гадолиевого топлива (U-Gd-топлива) под облучением показал, что добавка оксида гадолия в диоксид урана заметно изменяет поведение топлива по сравнению с UO_2 . Такие явления, как отсутствие радиационного уплотнения в ТВЭгах в начале топливной кампании, изменение скорости твердого распухания и скорости ползучести при добавлении оксида гадолия могут существенно повлиять на поведение ТВЭгов в реакторе. Исследования для объяснения данных эффектов проводятся как в России, так и за рубежом. Анализ публикаций по этому вопросу, показывает, что на сегодняшний день отсутствует полноценное понимание механизмов, лежащих в основе упомянутых выше размерных изменений. Дальнейшее исследование свойств U-Gd-топлива является актуальным с точки зрения эксплуатации реакторов типа ВВЭР при увеличенных выгораниях и планирующегося использования ТВЭгов с повышенным содержанием оксида гадолия.

В рамках настоящего доклада сделан аналитический обзор основных моделей, использующихся для описания размерных изменений топливного сердечника в процессе эксплуатации. Предложены рекомендации для расчетов, учитывающие добавку оксида гадолия. Совершенствование данных моделей является важным этапом в описании работы ТВЭгов. Для верификации моделей необходимо получение дополнительных экспериментальных данных.

В связи с этим представляется целесообразным проведение на базе реактора ИР-8 и ИКМЗК НИЦ «Курчатовский институт» комплекса исследований уран-гадолиевого топливной композиции, включающего в себя вне-реакторные и реакторные эксперименты. В докладе показаны принципиальные возможности экспериментальной базы НИЦ «Курчатовский институт» для ис-

следований поведения опытных твэгов с различным содержанием Gd_2O_3 в условиях, максимально приближенных к натурным.

Для размещения опытных твэгов предполагается использовать экспериментальное ампульное устройство (АУ). Разработка прототипа АУ основывается на конструкции ампульных устройств, которые уже неоднократно использовались при аналогичных испытаниях в реакторе ИР-8 опытных твэлов для исследования различных топливных композиций. С целью обоснования возможности проведения испытаний в ИР-8 опытных твэгов ВВЭР-1000 с урангадолиниевым топливом при заданных параметрах выполнялись предварительные нейтронно-физические, теплофизические и прочностные расчеты, основные положения которых представлены в докладе.

Предполагается, что проведение предлагаемых исследований позволит получить дополнительные сведения о механизмах процессов, происходящих в твэгах при их эксплуатации. Результаты можно будет использовать для валидации существующих и разрабатываемых расчетных кодов, описывающих поведение твэлов. Также планируется, что полученные данные позволят выработать рекомендации по усовершенствованию технологии изготовления урангадолиниевой топливной композиции.

ЭКСПЕРИМЕНТЫ НА РЕАКТОРЕ МИР ПО ИСПЫТАНИЮ ОДИНОЧНОГО ТВЭЛА В РЕЖИМЕ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

На реакторной установке (РУ) МИР.М1 с 2014 года проведено три эксперимента с испытанием в канале твэлов ВВЭР-1000 различной конструкции с различным выгоранием топлива при параметрах соответствующих второй и третьей стадии аварии большая течь (LB LOCA).

Проектная авария с большой течью теплоносителя, на РУ ВВЭР-1000 связана с разрывом трубопровода максимального диаметра первого контура охлаждения. Согласно расчетным исследованиям переходный процесс имеет три стадии: первая (I) скоротечная стадия (~30 с) с повышением температуры оболочки до 1000 °С, вследствие возникновения кризиса теплоотдачи на оболочке; вторая (II) стадия повторный залив, на которой происходит осушение активной зоны и перегрев твэлов; третья (III) стадия повторное смачивание при заливе активной зоны водой из САОР, что создает термошок на оболочке твэлов.

Одним из условий безопасной эксплуатации ядерного топлива на АЭС является сохранение герметичности твэлов после завершения II стадии LOCA, так как именно на этой стадии прогнозируется повышение температуры оболочки до (750-800) °С при максимальном перепаде давления на оболочке (5–6) МПа, вследствие чего появляется большая деформация оболочек, что может привести

к разгерметизации твэла и ее последствиям – фрагментации топливного сердечника, осевого перемещения топлива и выход его в теплоноситель.

Для проведения данного типа экспериментов для испытания твэлов с выгоревшим топливом в канале РУ МИР.М1 было разработано экспериментальное устройство (ЭУ), температурный сценарий и алгоритм проведения эксперимента.

Особенностью ЭУ устройства является: наличие дистанционирующих элементов (ДР) расположенных по высоте топливной части твэла длиной (820–850 мм), которая находится в зоне высоких температур, соответствующих II стадии аварии; встроенного электронагревателя, что позволило уменьшить мощность энерговыделения в топливном сердечнике в общем энергетическом балансе; двух импульсных трубок, которыми обеспечено давление в ампуле не выше 0,15 МПа и подача воды в устройство для создания условий темшока и наличие датчика давления (ДД), по которому зафиксирован момент разгерметизации твэла и определено значение перепада давления на оболочке в режиме реального времени. Конструкции ДР обеспечила прижатие рабочего спая датчика температуры к оболочке твэла при дистанционной установке его в ЭУ.

Особенностью разработанных сценариев экспериментов является максимальное приближение параметров (линейная мощность твэла, температура и скорость разогрева оболочки, давление газа под оболочкой) к расчетному прогнозу.

В режиме II и III стадии в канале РУ МИР.М1 были проведены три эксперимента с тремя твэлами, представленными в таблице 1.

Таблица 1 – Параметры испытываемых твэлов в экспериментах и параметры испытания

Параметры	1 Эксперимент – МИР-ЛОСА/72 (2014 г.)	2 Эксперимент – МИР-ЛОСА/45 (2016 г.)	3 Эксперимент – МИР-ЛОСА/69 (2016 г.)
Размеры оболочки	Ø9,1×0,685 мм,	Ø9,1×0,585 мм,	
Материал оболочки	циркониевый сплав Э110	сплав Э110 оптимизированная губка W-Ch	сплав Э110 на основе губчатого циркония
Размеры топливной таблетки	Ø7,73 мм, с ЦО Ø 1,4 мм	Ø7,93 мм, без ЦО	
Выгорание топлива в РТ, МВт·сут/кгU	77,7	45,3	69,3
Максимальная целевая температура оболочки РТ, °С	1000...1100	800...820	700...720
Скорость разогрева оболочки, °С/с	3...5	2...4	

В первом эксперименте «МИР-ЛОСА/72» испытывался твэл с фрагментом из твэла ВВЭР-1000 штатной конструкции при более консервативных параметрах. Такой выбор продиктован в большей степени требованием по изучению состоянию топливного сердечника и наибольшей глубине окисления оболочки твэла. В двух последующих экспериментах испытывался твэл с фрагментом из твэла ВВЭР-1000 новой конструкции с утоненной оболочкой и топливной таблеткой без центрального отверстия (ЦО).

В экспериментах были получены результаты, отраженные в таблице 2

Таблица 2 – Результатов испытаний исследуемых образцов

Параметр	МИР-ЛОСА/72	МИР-ЛОСА/45	МИР-ЛОСА/69
Исследуемый образец	РТ1	РТ2	РТ3
Раздутие оболочки, деформация	есть	есть	есть
Разгерметизация:	два разрыва	один разрыв	нет разрыва
- макс. температура оболочки, °С	830	770	
- перепад давления на оболочке, МПа	6,41	4,81	-
- макс. скорость разогрева, °С/с	4,0	3,18	
Максимальные значения параметров испытания:			
- температура оболочки по ТЭП, °С			
в ВДР	1190	642	653
в ЦДР	1145	807	748
в НДР	1078	692	-
- скорость разогрева оболочки, °С/с	7,3	4,2	1,2
Время спада давления после разгерметизации твэла, с	8	42	-
Фрагментация топлива	есть	есть	есть
Релокация, диспергирование	есть	нет	нет

Из представленных результатов экспериментов в таблице 2 отмечено:

- в 1-ом эксперименте твэл РТ1 разгерметизировался при больших значениях параметров в сравнении с результатами 2-го эксперимента, что объяснимо утонением оболочки РТ2 на 14,6% (превышение параметров составило: по максимальной температуре на 60 °С, по перепаду давления на оболочке на 1,6 МПа, по максимальной скорости разогрева – на 0,82 °С/с;

- значение перепада давления на оболочке РТ3 больше на 0,96 МПа в сравнении с перепадом на оболочке РТ2, максимальное значение температуры оболочки РТ3 меньше температуры при разгерметизации РТ2 на 22 °С, при этом РТ3 сохранил герметичность, что может быть объяснимо низкой скоростью разогрева оболочки РТ3, максимальное значение которой составило 1,19°С/с (максимальное значение скорости разогрева при разгерметизации РТ2 составило 3,77 °С/с);

- время спада давления после разгерметизации в РТ1 составило 8 с, а для РТ2 – 42 с, что говорит о значительно большем гидравлическом сопротивлении топливного сердечника без ЦО.

При проведении экспериментов:

- определено поведение штатных твэлов ВВЭР-1000 (состояние топливного сердечника и оболочки) при максимальном проектном выгорании 72 МВт·сут/кгU при консервативных параметрах ЛОСА;

- определены параметры, при которых твэлы новой конструкции с повышенной ураноемкостью остаются герметичными, а также определено поведение данного типа твэлов при разгерметизации оболочки в условиях ЛОСА при выгорании топлива 69 МВт·сут/кгU.

В настоящее время планируется проведение подобных экспериментов на РУ МИР.М1 с твэлами типа PWR, а также с толерантным топливом.

Список литературы:

1. Fedotov, P. V. LOCA test with high burnup VVER fuel in MIR reactor [Text] / P. V. Fedotov, O. I. Dreganov, A. L. Izhutov [et al] // TopFuel conference Proceedings, Zurich, Switzerland, 13–17 September 2015: Part II. — Brussels, Belgium: European Nuclear Society, 2015. P. 391–400. — Режим доступа: www.topfuel2015.org. Дата обращения: 16.01.2017.
2. Алексеев, А. В. Изучение поведения твэлов ВВЭР-1000 с глубоким выгоранием топлива в условиях аварии с потерей теплоносителя (LOCA) в эксперименте МИР-LOCA/72 / А. В. Алексеев, О. И. Дреганов, В. Н. Шулимов [и др.] // Сборник тезисов докладов 10-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск: АО ОКБ «Гидропресс», 2017. – С. 102–103. – ISBN 978-94883-146-6.
3. Алексеев, А. В. Результаты испытания в реакторе МИР твэлов ВВЭР-1000 с высоким выгоранием топлива в условиях аварии с потерей теплоносителя / А. В. Алексеев, А. В. Горячев, О. И. Дреганов [и др.] // Атомная энергия, Т. 123, вып. 3. – 2017. – С. 133–137.
4. Дреганов, О. И. Результаты расчетного анализа термомеханического состояния твэла ВВЭР-1000 после испытания в канале исследовательского реактора в условиях аварии с потерей теплоносителя (LOCA) / О. И. Дреганов, И. В. Киселева, В. Н. Шулимов [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Серия: физика ядерных реакторов, 2017. – № 2. – С. 60–66.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОГО РАСПУХАНИЯ УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО НИТРИДНОГО ТОПЛИВА В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛАХ РЕАКТОРОВ БОР-60 И БН-600

А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Топливные композиции на основе нитридов урана и плутония облучались в реакторе БОР-60 и БН-600 в составе экспериментальных твэлов с гелиевым подслоем. Основные характеристики и условия облучения твэлов представлены в таблице 1.

При проведении исследований структурно-фазового состояния топливных композиций методами металлографии, сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового рентгеноспектрального микроанализа были выявлены следующие закономерности в поведении твёрдых и газообразных продуктов деления (ГПД).

Продукты деления (ПД) с низкой растворимостью в кристаллической решётке (U, Pu)N образуют самостоятельные фазы, наблюдаемые в оптический микроскоп как светлые металлические включения. Полученные карты распределения продуктов деления в топливе показывают, что самостоятельные фазы в облученном топливе образуют молибден, рутений, палладий. Цирконий рав-

номерно распределен в матрице топлива. Неодим находится частично в твердом растворе, частично образует вторые фазы в виде нитрида неодима.

Таблица 1 - Основные характеристики и параметры облучения твэлов с уран-плутониевым нитридным топливом

Реактор	БОР-60		БН-600
Состав топливного сердечника	$U_{0,55}Pu_{0,45}N$	$U_{0,4}Pu_{0,6}N$	$U_{0,86}Pu_{0,14}N$
Метод получения (U,Pu)N	прямой синтез из металлов		карботермический синтез
Теплопередающий подслои	гелий		
Плотность топлива, г/см ³	12,15±0,05	12,16±0,05	12,35±0,15
Пористость, %	15,2±0,4	15,1±0,4	15,0±0,9
Диаметр топливной таблетки, мм	5,88±0,03	5,88±0,03	5,75±0,03
Номинальный диаметр твэла, мм	6,9	6,9	6,9
Номинальная толщина оболочки, мм	0,4	0,4	0,4
Длина топливного сердечника, мм	450±3	450±3	1030±5
Расчётное максимальное выгорание, % т.а.	5,4 ¹⁾ 9,4 ²⁾	7,0 ¹⁾ 12,1 ²⁾	5,5
Расчётная максимальная линейная тепловая мощность твэла (начало/конец облучения), Вт/см	419/260	545/350	383/333
Расчётная максимальная температура топлива (начало/конец облучения), °С	1490/933	1760/1100	1500/1000

1), 2) – значение после первого и второго этапа облучения, соответственно

Вследствие накопления и выделения газообразных продуктов деления (ГПД) в топливных композициях $U_{0,55}Pu_{0,45}N$, $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ (БОР-60) и $U_{0,86}Pu_{0,14}N$ (БН-600), происходит образование внутризеренных и межзеренных газовых пор диаметром от одного до нескольких микрометров (рис. 1). Количество пор увеличивается в направлении от края к центру топливных таблеток в сторону увеличения температуры. Для топливных композиций $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ средние значения пористости после второго этапа облучения в сечениях с максимальным выгоранием составляют 17,2±0,9 и 23,5±1,2 %, соответственно. Для топливной композиции $U_{0,86}Pu_{0,14}N$ среднее значение пористости в сечении с максимальным выгоранием 5,5 % т.а. составило 17,2±0,9 %.

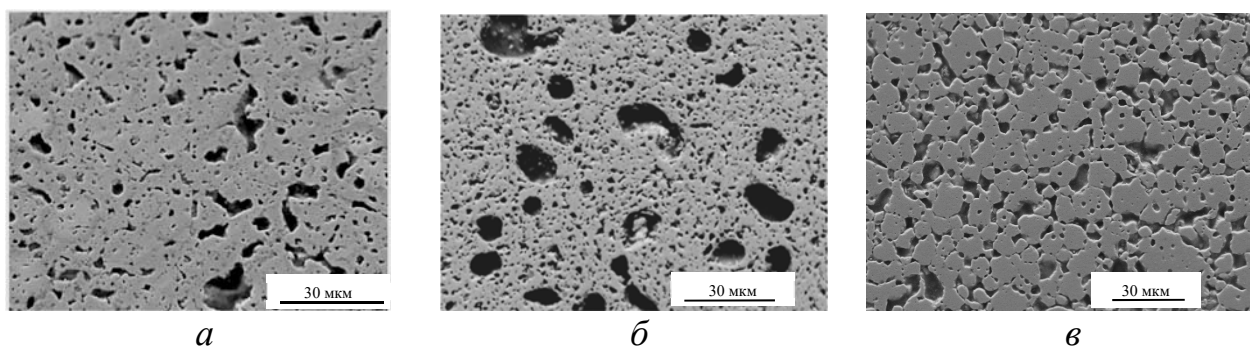


Рисунок 1 - Состояние микроструктуры в центральной области топливной таблетки: а - $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ после облучения до выгорания 9,4 % т.а. (БОР-60), б - $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ после облучения до выгорания 12,1 % т.а. (БОР-60), в - $U_{0,86}Pu_{0,14}N$ после облучения до выгорания 5,5 % т.а. (БН-600)

За счет объединения отдельных газовых и технологических пор в цепочки вдоль границ зерен происходит формирование системы межзеренных связанных пор, т.е. каналов, открытых для движения и выхода из топливной композиции газообразных продуктов деления. Для определения доли газообразных продуктов деления, вышедших из топливного сердечника под оболочку ТВЭлов, сделан расчёт наработки и выхода ксенона (таблица 2).

Таблица 2 – Нарботка и выход ксенона из топлива при нормальных условиях

Состав топливного сердечника	Максимальное выгорание в ТВэле, % т.а.	Расчетная наработка, см ³	Объём под оболочкой ТВэла, см ³	Выход Xe из топлива под оболочку ТВэла, %
U _{0,55} Pu _{0,45} N	5,4	147,1	32,9 ± 1,7	22,4±1,1
	9,4	255,1	48,6 ± 1,9	19,1±0,8
U _{0,4} Pu _{0,6} N	7,0	190,8	15,8 ± 1,4	8,3±0,8
	12,1	327,6	63,7 ± 2,0	19,4±0,6
U _{0,86} Pu _{0,14} N	5,5	268,2	51,9±1,9	19,4±0,6

Распухание топлива рассчитывали по результатам определения плотности методом гидростатического взвешивания, измерения диаметра топливных таблеток на оптических изображениях поперечных шлифов ТВЭлов и определения изменений размера таблеток в аксиальном направлении, которое вычисляли методом γ -спектрометрии по удлинению топливного сердечника.

При проведении металлографических исследований макроструктуры топлива и ТВэла, было показано, что в большинстве исследованных сечений ТВЭлов с топливными композициями U_{0,55}Pu_{0,45}N и U_{0,4}Pu_{0,6}N наблюдается плотный контакт топлива с оболочкой. Зазор величиной 5-10 мкм сохранился между топливом и оболочкой ТВэла в верхнем и нижнем сечении ТВэла с топливной композицией U_{0,55}Pu_{0,45}N (локальное выгорание менее 5 % т.а.). Поэтому при анализе распухания топливных композиций U_{0,4}Pu_{0,6}N и U_{0,55}Pu_{0,45}N, облучённых в ТВэлах в реакторе БОР-60, необходимо выделить две стадии: 1) стадию свободного распухания до контакта топлива с оболочкой, 2) стадию распухания в условиях механического сдерживания со стороны оболочки ТВэла. Максимальное значение распухания для топливных композиций U_{0,55}Pu_{0,45}N и U_{0,4}Pu_{0,6}N составляет 10,7±0,9 и 14,6±1,2 %, что соответствует скорости распухания 1,1 и 1,2±0,1 % на 1 % т.а. выгорания, соответственно. Эти значения являются средними за все время облучения. В таблице 3 представлена информация об объёмных изменениях топливных композиции в свободном состоянии и в условиях сдерживания со стороны оболочки ТВэла. Анализ результатов профилометрии ТВЭлов вместе с результатами измерения зазора между топливом и оболочкой при металлографических исследованиях поперечных сечений ТВЭлов показал, что для данной конструкции и условий облучения ТВЭлов контакт топлива с оболочкой происходил при значении локального (в сечении) выгорания около 5 % т. а.

Таблица 3 – Распухание уран-плутониевого нитридного топлива в зависимости от состояния топливного сердечника

Топливная композиция	U _{0,55} Pu _{0,45} N		U _{0,4} Pu _{0,6} N	
	свободное	сдерживаемое	свободное	сдерживаемое
Прирост выгорания, % т.а.	5	4,4	5	7,1
Прирост диаметра топливной таблетки, мм	0,25	0,03	0,25	0,14
Изменение объема топливной таблетки, %	8,9	1,8	9,2	5,4
Скорость распухания, %/% выгорания	1,8	0,4	1,8	0,8

Отличительной особенностью экспериментальных твэлов, облученных в реакторе БН-600, была повышенная величина зазора между топливом и оболочкой. Отсутствие признаков механического взаимодействия топливной композиции U_{0,86}Pu_{0,14}N с оболочкой, наличие зазора между сердечником и оболочкой в холодном состоянии величиной не менее 50-70 мкм и оценка его изменения при выходе твэла на рабочий режим позволяют сделать вывод о том, что в течение всего времени эксплуатации топливо распухало свободно, без механического сдерживания со стороны оболочки. Максимальное значение распухания вблизи сечения с максимумом выгорания равно около 13±1 %, что соответствует скорости распухания 2,4±0,2 % на 1 % т. а. выгорания.

Распухание уран-плутониевого нитридного топлива, облученного при температуре в центре топливных таблеток от 1000 до 1760 °С, происходит за счет вкладов от твёрдых продуктов деления, находящихся в твёрдом растворе и в виде вторых фаз, за счет образования и роста всех разновидностей газовых пор вследствие накопления и выделения газообразных ПД. В соответствии с литературными данными скорость распухания нитридного топлива зависит от содержания примесей кислорода и углерода, которые появляются в топливе на этапе изготовления. Этим обстоятельством можно объяснить различие в скорости свободного распухания топливных композиций U_{0,55}Pu_{0,45}N и U_{0,4}Pu_{0,6}N, изготовленных методом прямого синтеза из сплавов урана и плутония, и топливной композиции U_{0,86}Pu_{0,14}N, изготовленной методом карботермического синтеза.

ОТРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ВОЛОКСИДАЦИИ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

О.С. Дмитриева¹, П.В. Лакеев¹, А.О. Макаров¹,
К.Н. Двоеглазов², А.Ю. Шадрин²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²АО «ВНИИНМ», г. Москва

Одним из перспективных направлений модификации головных операций гидрометаллургических процессов переработки нитридного ОЯТ является применение операции волоксидации, предназначенной для извлечения из ОЯТ летучих продуктов деления, таких как тритий, йод, углерод-14. Однако данный процесс изучен лишь в применении к оксидному топливу [1,2], а также, частично, на необлученном модельном нитридном топливе [3], что делает актуальным изучение поведения нитридного топлива при волоксидации на образцах нитридного отработавшего ядерного топлива быстрых реакторов.

Для оптимизации режима волоксидации в рамках разрабатываемой технологии переработки СНУП ОЯТ были выполнены эксперименты по окислению данного вида топлива в токе воздуха и определению выхода трития, углерода-14, цезия, рутения в газовую фазу, проверке режима отмывки оболочек.

Отработку технологических параметров волоксидации СНУП ОЯТ проводили на установке, включающей в себя аппарат шахтной печи омического нагрева, колонку с сорбентом, каскад барботеров (колонка и каскад барботёров установлены для улавливания летучих продуктов), проходной печи необходимой для подогрева колонки с сорбентом, для минимизации оседания летучих продуктов деления на конструктивных частях колонки. Схема установки представлена на рисунке 1. Смонтированная в защитной камере установка для отработки технологических параметров волоксидации СНУП ОЯТ представлена на рисунке 2.

В ходе проведения исследований определили, что полнота окисления фрагмента СНУП ОЯТ зависит от нескольких факторов: температуры в зоне реакции, расхода окислителя (воздуха), времени эксперимента и длины фрагментов.

Рассев и фракционирование окисленного топлива проводили в защитной камере на ситах, показанных на рисунке 2, контрольных лабораторных из нержавеющей стали с плетеной проволочной сеткой производства компании Retsch GmbH. Использовались сита с размером ячеек: 400 мкм, 200 мкм, 100 мкм и 50 мкм.

Определено, что расход окислителя не влияет на фракционный состав окисленного ОЯТ, но при увеличении температуры увеличивается доля частиц

менее 50 мкм. При всех исследованных условиях доля частиц менее 100 мкм составила не менее 80%.



Рисунок 1 - Схема установки для проведения экспериментов по волоксации СНУП ОЯТ: 1 – Аппарат окисления; 2 – колонка с сорбентом; 3 – каскад барботеров; 4 - печь проходная; 5 – линия подачи газов в реакционную камеру АТВО

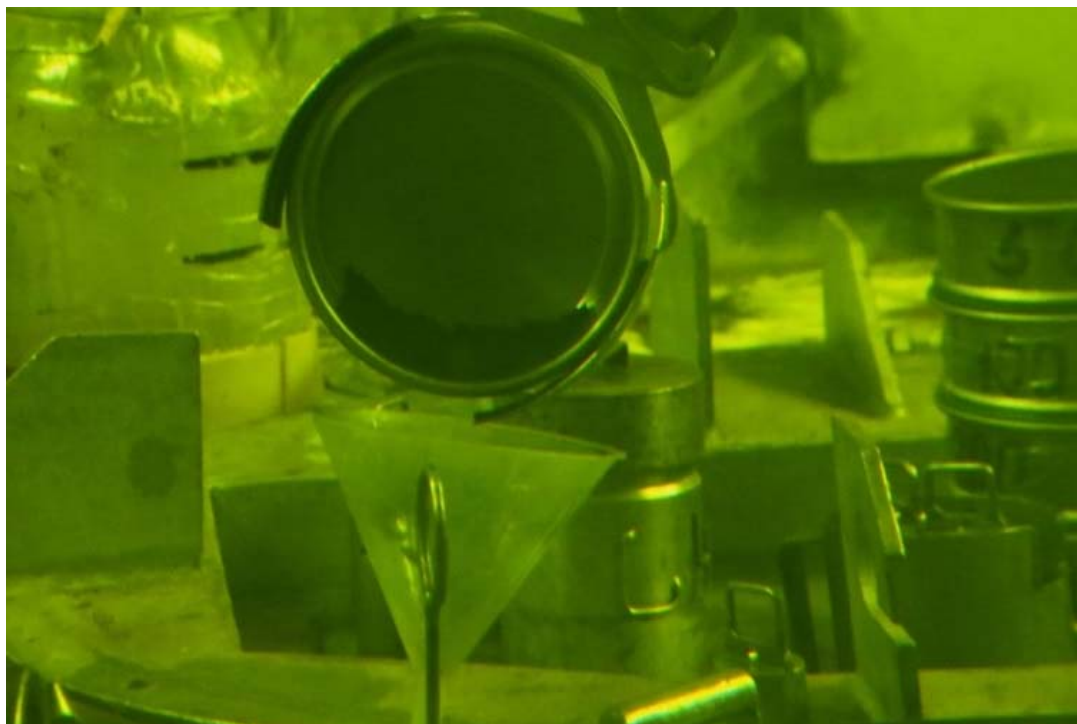


Рисунок 2 – Рассев и фракционирование окисленного топлива в защитной камере

Проверен режим отмывки оболочек от остаточного содержания ОЯТ. Отмывку проводили в 10 моль/л азотной кислоте. Определено, что в раствор переходит значительное количество конструкционных материалов (железо, хром,

никель) из-за растворения оксидной пленки оболочки ТВЭЛ. Изменение массы оболочки составило 4,5%.

В результате проведенных экспериментов были выбраны оптимальные условия волоксидации, благодаря чему удалось достичь следующих показателей.

- Полнота окисления фрагмента СНУП ОЯТ составляет 97,9 %;
- В результате окисления нитридных таблеток происходит их разрушение до мелкодисперсного порошка с размером частиц 100 мкм и менее (более 84%);
- Остаточное содержание ядерных материалов на поверхности оболочки после волоксидации составляет менее 0,1 %.

1. Агеенков А.Г., Ненарокомов Э.А., Савельев В.Ф., Ястребов А.Б. Подготовка облученного ядерного топлива к химической переработке. М.: Энергоатомиздат, 1982. С. 68-69.
2. В.И. Волк, К.Н. Двоглазов, С.И. Бычков, С.Н. Алексеенко, О.Ю. Панов, Е.А. Лобачев Пути оптимизации окисления ОЯТ ВВЭР (волоксидация) // Седьмая Российская конференция по радиохимии «РАДИОХИМИЯ-2012»: Тезисы докладов, г. Димитровград, 15-19 октября 2012 г. – Димитровград: ООО «ВДВ «ПАК», 2012 – с.116
3. Окисление модельного уран-плутониевого нитридного топлива и влияние этого процесса на растворение в азотной кислоте. К.Н. Двоглазов, А.Ю. Шадрин, Е.Ю. Павлюкевич, О.В.Шудегова, А.И. Богданов, Д.В. Зверев // Вопросы атомной науки и техники Сер. Материаловедение и новые материалы. 2016. – Вып.4 (87). – с. 81-90

ТОРИЙ-227 ДЛЯ РАДИОНУКЛИДНОЙ ТЕРАПИИ: ОСОБЕННОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ И ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ

П.С. Буткалюк¹, И.Л. Буткалюк¹, А.С. Куприянов¹, Р.А. Кузнецов²

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

Торий-227 считается одним из перспективных радионуклидов для терапии онкологических заболеваний. К его преимуществам можно отнести химические свойства, удобные для синтеза комплексов с хелатирующими агентами и испускание пяти альфа-частиц при полном распаде одного ядра. К явным недостаткам – наличие в числе дочерних продуктов распада ²²³Ra, химические свойства которого кардинально отличаются от тория, что может привести к его перераспределению в организме. Относительно большой период полураспада ²²⁷Th (18,7 сут) с одной стороны удобен для производства и транспортировки препаратов, с другой стороны повышает требования к устойчивости препаратов в организме.

Основной метод получения ²²⁷Th – периодическое генерирование из долгоживущего материнского радионуклида ²²⁷Ac, который в свою очередь можно получить, облучая ²²⁶Ra нейтронами в ядерном реакторе. В АО «ГНЦ НИИАР» для разделения ²²⁷Th и ²²⁷Ac используется сорбция тория на сильноосновной анионообменной смоле BioRad AG 1x8 (NO₃⁻) из 8M HNO₃ с последующим элюированием 0,1-0,5 M HNO₃ или HCl. Для получения препарата с достаточной радионуклидной чистотой процесс очистки необходимо проводить минимум дважды. Основной проблемой при производстве препарата ²²⁷Th является определение содержания ²²⁷Ac. Прямое определение ²²⁷Ac по собственному альфа-излучению невозможно при его активности менее 1% от активности ²²⁷Th. Выход альфа-излучения при распаде ²²⁷Ac составляет лишь 1,38 % и его пик в спектре лежит на подложке от ²²⁷Th и его дочерних продуктов распада. Измерению активности ²²⁷Ac по бета-излучению мешают дочерние продукты распада ²²⁷Th, а именно, ²¹¹Pb и ²¹¹Bi. В докладе обсуждаются возможные методики контроля содержания ²²⁷Ac с его предварительным химическим выделением из аликвоты препарата.

Кроме использования для синтеза радиофармпрепаратов, ²²⁷Th может быть применен для изготовления генераторов ²²³Ra. Несмотря на то, что такие генераторы имеют небольшой срок использования, они имеют ряд преимуществ перед генераторами ²²⁷Ac/²²³Ra, в частности, отсутствие необходимости контролировать каждую партию на содержание ²²⁷Ac и отсутствие долгоживущих отходов.

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

АНАЛИЗ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ХРАНИЛИЩЕ АО «ГНЦ НИИАР»

Е.С. Фрааз, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Обеспечение ядерной безопасности (ЯБ) при обращении с делящимися материалами в нормальных и аварийных режимах эксплуатации любого объекта ядерной энергетики – одна из ключевых задач при проектировании и эксплуатации такого объекта. Согласно нормативному документу НП-061-05 [1] ядерная безопасность при хранении и транспортировании ядерного топлива обеспечивается, если коэффициент размножения нейтронов не превышает 0,95 при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии. Целью анализа ядерной безопасности является доказательство выполнения этого критерия, как для режимов нормальной эксплуатации, так и для проектных аварий.

При анализе ЯБ необходимо учитывать такие количество, распределение и плотность замедлителя (в частности, воды), которые в результате исходных событий проектных аварий приводят к максимальному значению $K_{эфф}$ (п.3.2 [1]).

Существующие обоснования ядерной безопасности центрального хранилища отработавшего топлива АО «ГНЦ НИИАР» выполнены до ввода в действие НП-061-05 и не содержат результатов анализа при изменении плотности воды в хранилище. В связи с этим необходимо было выполнить уточняющий анализ и обоснование ядерной безопасности хранения и транспортирования отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в центральном хранилище для выполнения требований обозначенного пункта НП-061-05.

Для анализа ЯБ были использованы результаты расчётов эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{эфф}$, 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).

В центральное хранилище АО «ГНЦ НИИАР» поступают отработавшие ТВС (ОТВС) со всех ИЯУ института, а также пеналы с ЯДМ, содержащие отходы от материаловедческих исследований облученного ядерного топлива и производства ^{99}Mo . Хранение ОЯТ осуществляется в двух бассейнах выдержки центрального хранилища. Оба бассейна идентичны и разделены на секторы. Каждый сектор предназначен для хранения в нем определенного типа ОЯТ и является нейтронно-независимой системой. ОЯТ в бассейнах выдержки хранятся в чехлах. Для каждого типа ОЯТ предназначен свой чехол.

Сначала были проведены расчеты $K_{эфф}$ при штатном размещении чехлов в бассейнах выдержки. Для обеспечения консервативного подхода в расчетах каждый сектор бассейнов выдержки был смоделирован отдельной системой, состоящей из бесконечного количества чехлов. Расчеты $K_{эфф}$ проведены как для нормальных условий хранения, когда чехлы расположены в воде, так и для аварийных ситуаций, связанных с обезвоживанием бассейна выдержки и разгерметизацией герметичных чехлов и пеналов. Расчеты проведены для различной плотности воды в бассейне и внутри чехлов. В расчетах учитывали наличие бетонного пола и стен бассейна, которые играют роль отражателя нейтронов.

Затем были проведены расчеты систем, моделирующих смещение чехлов со штатных позиций в результате исходных событий. В расчетах предполагали, что все чехлы расположились в узлах треугольной решетке вплотную друг к другу.

Был проведен анализ ядерной безопасности операций при приеме на хранение отработавшего ядерного топлива в центральное хранилище.

После длительного хранения в бассейнах выдержки центрального хранилища ОЯТ подлежит вывозу в ПО «Маяк». Транспортирование производят в транспортных упаковочных комплектах (ТУК). Ядерная безопасность при транспортировании ОЯТ в этих ТУК подтверждается сертификатами-разрешениями на конструкцию и перевозку транспортных упаковочных комплектов. Необходимо было провести анализ ядерной безопасности операций по подготовке ОЯТ к отправке на переработку в ПО «Маяк», а именно обосновать процесс загрузки выемных чехлов. Для загрузки выемного чехла ОЯТ его устанавливают на дно бассейна выдержки, где рядом возможно расположение другого типа ОЯТ. В расчетах выемной чехол располагали вплотную к одному из чехлов с ОЯТ той части бассейна, в которой происходит его загрузка.

По результатам нейтронно-физических расчетов установлены и зафиксированы в документации ограничения по количеству и геометрии расположения пеналов с ОЯТ в чехле. Показано, что с учетом ограничений ядерная безопасность при хранении и транспортировании ОЯТ выполняется как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях вследствие изменения плотности воды внутри и вне чехлов, заполнения герметичных чехлов водой, смещения чехлов с ОЯТ со штатных позиций из-за ошибок персонала или внешних воздействий, обезвоживания бассейна выдержки.

Список литературы:

1. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии (НП-061-05), М. 2005 г.;
2. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCU DAT-1.0. Аттестационный паспорт программного средства MCU-RFFI/A от 14.07.2016 г. № 400.

НЕРАЗРУШАЮЩИЙ КОНТРОЛЬ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СТАРТОВОГО МАТЕРИАЛА В МИШЕНИ-НАКОПИТЕЛЕ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ НА ОСНОВЕ АМЕРИЦИЯ-243

В.С. Романовский, А.И. Теллин, Ю.И. Лещенко, А.В. Кремер,
А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» налажено производство трансплутониевых элементов (ТПЭ), в частности калифорния-252. Мишени-накопители в реакторе изготавливают из изотопов плутония, америция, кюрия. Перед загрузкой в реактор мишени-накопители ТПЭ должны проверяться на равномерность распределения стартового материала в объеме сердечника мишени. Контроль равномерности осуществляется непосредственно на участке изготовления мишеней с помощью установки определения равномерности распределения стартового материала [1]. В качестве гамма-спектрометра используется сцинтилляционный детектор с кристаллом LaBr_3 и многоканальный анализатор спектра.

Мишени на основе Cm и ^{243}Am имеют значительный выход нейтронов, что оказывает сильное влияние на измеряемый спектр и общую загрузку анализатора гамма-спектрометра. В исходной геометрии измерения при нахождении активной зоны мишени на основе ^{243}Am в области коллиматора «мертвое время» составляет 100% (интегральная скорость счета выше $7\,000\,000\text{ с}^{-1}$). Это значит, что измерение мишени основе ^{243}Am вообще проводить невозможно. Кюриевая мишень при той же массе стартового материала показывает интегральную скорость счета $650\,000\text{ с}^{-1}$, а плутониевая - $100\,000\text{ с}^{-1}$. При такой высокой интенсивности гамма-излучения мишени измерение распределения стартового материала возможно только методом по собственному излучению.

Для снижения загрузки перед детектором вставили дополнительный свинцовый коллиматор длиной 40 мм. В новой геометрии общая загрузка для мишени на основе ^{243}Am составила приемлемые $350\,000\text{ с}^{-1}$ (рис. 1).

Спектр гамма-излучения проанализировали на выявление полезных фотопиков и их принадлежность соответствующим нуклидам. На рисунке 1 видны 4 основные пика полного поглощения (ППП) с энергиями 75, 106, 228 и 278 кэВ. Их идентификация показала, что первый ППП (74.66 кэВ) принадлежит нуклиду Am-243 , а остальные (106.123 кэВ, 228.2 кэВ и 277.6 кэВ) относятся к нуклиду Np-239 , который образуется в результате альфа-распада америция-243. На спектре гамма-излучения мишени виден ППП нуклида Am-241 (59.54 кэВ), который был признан неудобным для анализа ввиду низкой интенсивности.

Для определения распределения стартового материала по длине активной зоны мишени выбрали 2 энергетические линии: 74.66 кэВ и 277.6 кэВ, принадлежащие Am-243 и Np-239 соответственно. Мягкая линия позволяет оценить равномерность азимутального распределения материала при повороте мишени, тогда как более жесткая линия – лишь распределение стартового материала

по длине мишени. Сопоставление результатов измерения по данными линиям дает более ясную картину характера распределения стартового материала в мишени.

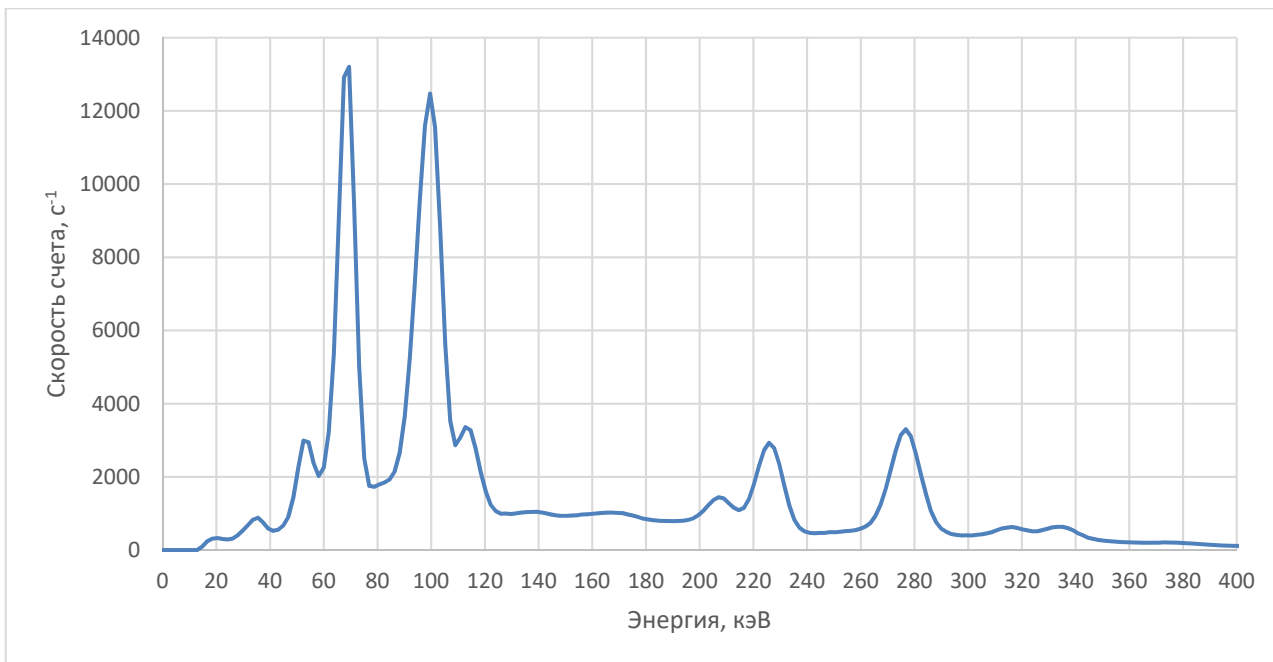


Рис. 1. Спектр излучения мишени на основе Am-243

На рисунке 2 представлены графики распределения стартового материала по энергиям 74.66 кэВ, 106.123 кэВ, 228.2 кэВ и 277.6 кэВ. Эквидистантные линии говорят о достоверности

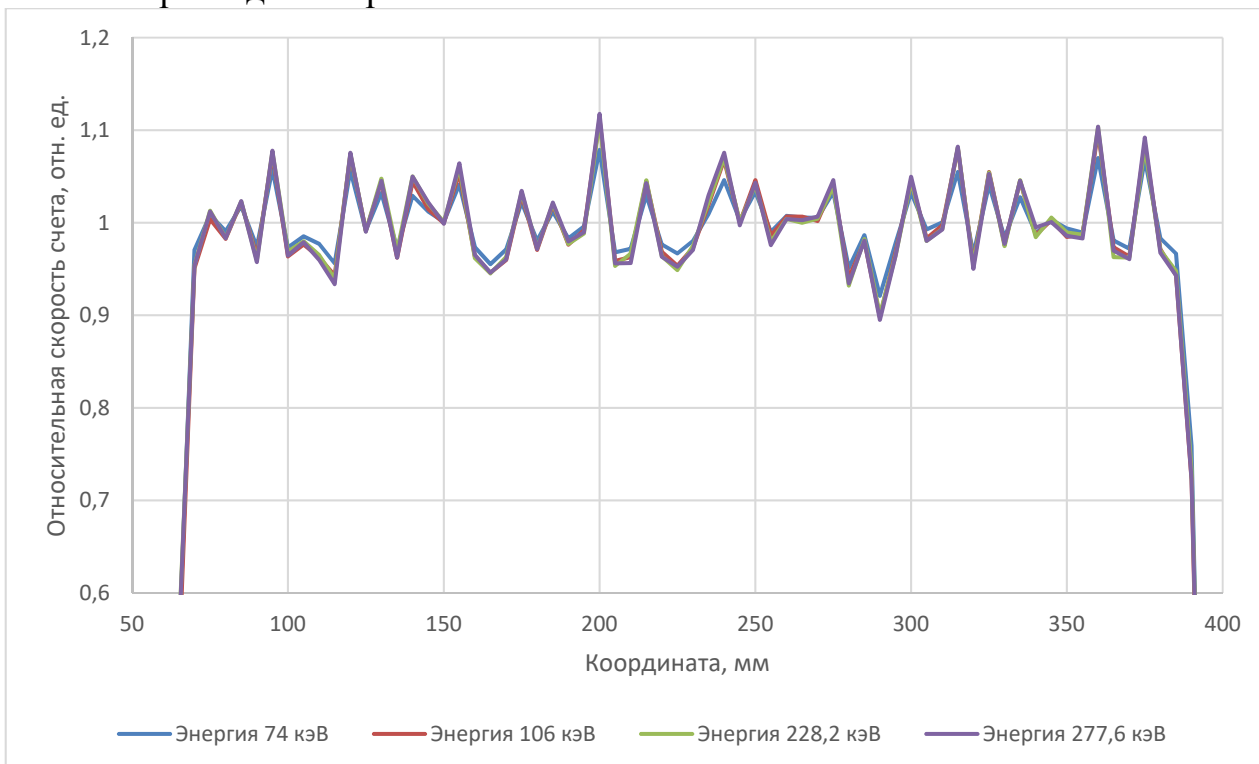


Рис. 2. Измерение мишени на основе Am-243 по линиям 74.66 кэВ, 106.123 кэВ, 228.2 кэВ и 277.6 кэВ.

МЕТОДЫ И УСТРОЙСТВА ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ И ЭЛЕМЕНТОВ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК ПОД НАГРУЗКОЙ

А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижutow, М.А. Мокеичев, В.А. Овчинников

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В конструкции ТВС энергетических реакторов типа ВВЭР и PWR имеются различные элементы, которые в процессе эксплуатации находятся под воздействием механических нагрузок, реакторного излучения, высокой температуры и агрессивного воздействия водного теплоносителя с различными химическими добавками. К таким элементам относятся, например, пружины головки ТВС, дистанционирующие решетки, оболочки твэлов. Для оценки возможного изменения рабочих усилий (напряжений) под влиянием нейтронного потока и определения в ряде случаев склонности к коррозионному растрескиванию под напряжением в АО «ГНЦ НИИАР» разработаны и апробированы методы и устройства для петлевых испытаний конструкционных материалов и элементов ТВС при создании в них напряженно-деформированного состояния с моделированием всех эксплуатационных факторов.

Цель подобных экспериментов – получение данных по стойкости к эффектам коррозионного растрескивания под напряжением в условиях водно-химического режима (ВХР) теплоносителя, характерного для первого контура энергетического реактора типа ВВЭР или PWR, а также при воздействии нейтронного потока и температуры.

Испытания образцов конструкционных материалов и, в ряде случаев, полномасштабных элементов конструкции ТВС, возможно проводить в петлевых установках (ПУ) реактора МИР. В отличие от ампульных испытаний в ПУ реактора МИР обеспечиваются различные ВХР, характерные для реакторов типа ВВЭР и PWR. Кроме того, ПУ реактора МИР позволяют реализовать теплогидравлические и нейтронно-физические условия испытаний, максимально приближенные к штатным условиям эксплуатации элементов конструкции в активной зоне энергетического реактора.

Для изучения процессов релаксации напряжений конструкционных материалов и возможности оценки состояния поверхности объектов испытаний в АО «ГНЦ НИИАР» применяется комплекс оборудования для проведения промежуточных исследований [1]. Промежуточные исследования включают в себя визуальный осмотр и, при необходимости, измерение напряжений с целью получения зависимости влияния температуры и флюенса нейтронов на напряженно-деформированное состояние объекта испытаний.

В докладе представлены технологические возможности ПУ реактора МИР, методы и устройства по обеспечению условий испытаний конструкционных материалов и полномасштабных элементов конструкции ТВС различных типов под нагрузкой, а также оборудование для проведения промежуточных инспекций и измерения релаксации напряжений.

В настоящее время специалистами АО «ГНЦ НИИАР» накоплен большой опыт в части проведения подобных испытаний и дальнейших исследований эффектов релаксации напряжений в образцах конструкционных материалов и полномасштабных элементов конструкции ТВС водоохлаждаемых реакторов. Все применяемые методики постоянно совершенствуются для обеспечения возможности решения более широкого спектра задач.

Список литературы

1. Burukin A.V., Dolgov A.I., Izhutov A.L. et al. Equipment for Interim Examinations of Fuel Rods in the MIR Reactor Storage Pool. — Proc. of the 10-th International Conference on WWER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support, 7-14 September 2013, Sandanski, Bulgaria, ISSN 1313-4531, p. 244-250.

РАСЧЁТ НА ПРОЧНОСТЬ КОНДЕНСАТОРА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БОР-60

О.В. Короткова, Л.П. Захарова, Н.В. Киреев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В данной работе проведена оценка прочности конденсатора (вертикального с плавающей головкой или технологического конденсатора) для обоснования дополнительного срока службы, согласно «Правилам устройства и безопасной эксплуатации сосудов, работающих под давлением, для объектов использования атомной энергии» (НП-044-03) и требованиям «Норм расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок» (ПНАЭ Г-7-002-86). Технологический конденсатор предназначен для конденсации насыщенного пара в период пуска и останова парогенераторов РУ БОР-60.

Определены номинальные допускаемые напряжения, выполнены расчеты на статическую и циклическую прочность. Расчет напряженно-деформированного состояния конденсатора проведен в программном комплексе ANSYS.

Анализ результатов расчета показал, что конструкция вертикального конденсатора с плавающей головкой удовлетворяет требованиям ПНАЭ Г-7-002-86 при всех рассмотренных режимах в части расчета на статическую и циклическую прочность.

Проведенный расчет на прочность технологического конденсатора показал возможность продления назначенного срока эксплуатации с учетом принятых запасов прочности.

АНАЛИТИЧЕСКИЕ И ТЕХНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ДОЗИРОВАНИЯ ИОНОВ ЦИНКА В ВОДНЫЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ ПЕРВОГО КОНТУРА ПЕТЛЕВОЙ УСТАНОВКИ РЕАКТОРА МИР

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

На исследовательском реакторе МИР в условиях экспериментальных петлевых установок в течение многих лет проводятся реакторные исследования топливных и конструкционных материалов в обоснование их надежности при эксплуатации в ядерных энергетических установках. Реализуются ресурсные испытания, циклические изменения мощности, осуществляется имитация различных аварийных ситуаций. Представительность проводимых экспериментов обеспечивается в том числе созданием соответствующих типов водно-химических режимов (ВХР): аммиачного, аммиачно-борно-калиевого реакторов типа ВВЭР и борно-литиевого с дозированием газообразного водорода зарубежных энергетических установок типа PWR.

Для реализации данных режимов предусмотрены:

- система подпитки;
- узел дозирования химических реагентов непосредственно в водный теплоноситель первого контура ПУ, в том числе линия подачи водорода;
- электрообогреваемый бак для приготовления концентрированного раствора H_3BO_3 ;
- ионообменные фильтры, заполненные смолами ядерного класса;
- система отбора проб;
- методический комплекс, обеспечивающий широкий спектр контролируемых параметров теплоносителя.

Одним из перспективных направлений в вопросах организации ВХР является дозирование в водный теплоноситель микропримесей цинка, что позволяет снизить радиационные поля от оборудования и, как следствие, дозовые нагрузки на персонал. Поэтому на исследовательском реакторе МИР проведены технологические и аналитические работы по подготовке к экспериментам по непрерывному дозированию микроконцентраций ионов цинка в водный теплоноситель ПУ.

В докладе представлены особенности технологии введения в теплоноситель первого контура ПУ цинксодержащего раствора с применением имеющегося оборудования и разработанного проекта системы непрерывного дозирования. Приведены результаты методических разработок определения микроконцентраций Zn в иононасыщенном борно-литиевом теплоносителе методом атомно-абсорбционной спектроскопии.

АНАЛИЗ НАКОПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОБЛУЧЁННЫХ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРА СМ

П.А. Зайченко^{1,2}, А.П. Малков^{1,2}, А.В. Куприянов¹

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

Разработка процедур определения нуклидного состава облученных ТВС реактора СМ обусловлена необходимостью обеспечения нормативных требований системы государственного учета радиоактивных веществ (РВ), нарабатываемых в том числе и при эксплуатации ИЯУ. Система государственного учета РВ находится в стадии становления, что приводит к текущему уточнению нормативных требований и периодическому вводу новых руководящих документов по контролю и учету РВ.

Перед началом моделирования, кроме усредненной по активной зоне плотности потока нейтронов, необходимо также задать нуклидный состав «свежей» ТВС, для чего был проведен анализ составных элементов тепловыделяющей сборки как комплекса нуклидов, входящих в состав ядерного топлива и конструкционных материалов [1]:

- головки и хвостовика ТВС, изготовленных из нержавеющей стали 12Х18Н10Т;
- циркониевого кожуха (Э-110) и стальной (06Х16Н15МЗБ) оболочки твэла;
- изотопный состав ядерного топлива и материала топливной матрицы твэла дисперсионного типа.

На рисунке 1 представлен общий вид тепловыделяющей сборки реактора СМ с обозначением основных элементов ТВС, рассматриваемых в данной работе.

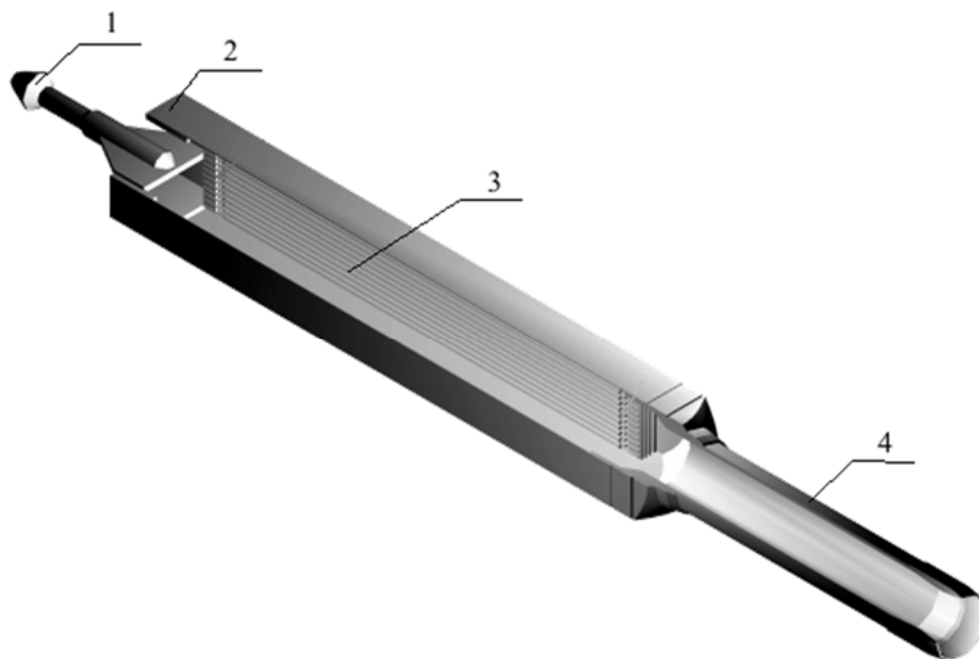


Рисунок 1 – Общий вид ТВС реактора СМ: 1 – головка, 2 – чехол, 3 – ТВЭЛЫ, 4 – хвостовик

С учетом данных о процентном содержании изотопов в определенном химическом элементе, а также известных массогабаритных характеристиках ТВС было рассчитано содержание по массе конкретных нуклидов в необлученной ТВС. Для моделирования превращения ядер при облучении ТВС в активной зоне применялась программа ChainSolver [2]. При этом учитывались остановки реактора для перегрузки.

Анализ результатов позволил определить нуклиды, определяющие активность облученной ТВС на необходимый момент времени после ее выгрузки из реактора, провести их классификацию в зависимости от типа распада, удельной активности и характеристикам радиоактивного распада.

ЛИТЕРАТУРА

1. Марочник стали и сплавов. Режим доступа: http://www.splav-kharkov.com/mat_start.php. Дата обращения 20.02.2018.
2. Radiation Safety Information Computational Center Newsletters, Oak Ridge National Laboratory, USA, No. 583, December 2013, pp.1-2 URL: <https://rsicc.ornl.gov/Newsletters/news.13/news13december.pdf>.

ДОЗИМЕТРИЯ НЕЙТРОНОВ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРАХ

С.А. Енин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Цель данного доклада – рассмотреть методы регистрации нейтронного излучения для определения основных характеристик нейтронных полей. В настоящей работе приведена информация о нейтронных потоках в исследовательских реакторах, полученная с использованием нейтронно-активационных детекторов, которая будет применяться при планировании материаловедческих экспериментов.

Контроль нейтронных потоков – важнейший процесс в обеспечении безопасности эксплуатации ядерного реактора. Существует ряд инструментов для осуществления данного контроля:

1. ионизационные камеры и пропорциональные счетчики;
2. детекторы, основанные на тепловом эффекте;
3. полупроводниковые детекторы;
4. активационные детекторы;
5. детекторы, основанные на изменении физико-химических свойств материалов под действием нейтронов.

Каждый метод контроля нейтронных потоков имеет свои преимущества и недостатки. Так, например, ионизационная камера позволяет получать информацию о нейтронных потоках в момент измерения. Однако такие измерения обладают низкой точностью вследствие того, что камера устанавливается

за пределами активной зоны. Активационные детекторы, напротив, помещаются непосредственно в активную зону, но получение информации о нейтронных потоках возможно только после извлечения этих детекторов.

По своему назначению ядерные реакторы подразделяются на энергетические и исследовательские. Относительно небольшая кампания исследовательского реактора позволяет эффективно использовать нейтронно-активационные детекторы для измерения основных характеристик нейтронных полей – спектра нейтронов и плотности потока нейтронов.

Основной индикатор, или детектор-монитор – нейтронно-активационный детектор, который облучают длительное время (например, в течение кампании работы реактора) и период полураспада продукта реакции которого сравним со временем облучения.

С учетом предполагаемых плотностей потока и энергий нейтронов, а также времени облучения, избирается материал детектора и его масса. Важно, чтобы на момент измерения образец имел активность, допустимую для измерения спектрометрическим трактом при аттестованных нагрузках. Для определения плотностей потоков нейтронов с определенной энергией используется материал детектора с соответствующей пороговой реакцией. Например, для определения характеристик полей тепловых и надтепловых нейтронов используются стабильные изотопы Au, Lu, In, Sm, La, Co, Dy, Cu, для быстрых нейтронов – Fe, S, Ni, Ti, Nb. Использование наборов из мониторов с различными пороговыми реакциями дает возможность проведения процедуры восстановления спектра.

В АО «ГНЦ НИИАР» для создания мониторов применяются стандартные наборы с различным содержанием материала детектора.

Основные этапы производства детектора-монитора:

1. Выбор материала детектора и его массовой доли в мониторе, изготовление монитора диаметром 1; 3; 5; 10 мм, в зависимости от предполагаемой плотности потока нейтронов,
2. Взвешивание и издание паспорта на монитор,
3. Упаковка в герметичную кварцевую ампулу или металлический контейнер, в зависимости от характеристик точки облучения и поставленных задач.

Основные этапы определения флюенса нейтронов:

1. Калибровка спектрометрической аппаратуры по энергии и эффективности регистрации гамма-излучения,
2. Измерение наведенной активности детектора,
3. Определение флюенса нейтронов на основе полученной активности,
4. Издание отчетной документации.

В 2017 году был запланирован ряд экспериментов по влиянию нейтронных потоков на механические свойства конструкционных материалов. Для этих целей произведен ряд измерений основных характеристик нейтронных полей в ячейках реакторов СМ-3 и БОР-60. Для облучений были выбраны мониторы флюенса из железа и ниобия диаметром 1 мм, толщиной ~0,1. Пороговое значение энергии нейтронов в реакции $^{54}\text{Fe}(n,p) = ^{54}\text{Mn}$ составляет 3 МэВ, а в реакции $^{93}\text{Nb}(n,n') = ^{93}\text{Nb}^*$ составляет 1 МэВ. Полученные данные использованы при планировании облучения образцов конструкционных материалов в соответствующих ячейках.

Нейтронная дозиметрия активационным методом зарекомендовала себя как успешная методика регистрации параметров нейтронных полей в отдельных точках реактора. Результаты измерений подтверждают расчетные данные и могут быть использованы при проведении экспериментов, связанных с нейтронным облучением.

АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ УЧАСТКА ИЗГОТОВЛЕНИЯ ТВЭЛОВ В АО «ГНЦ НИИАР»

А.В. Акимов, Е.С. Фрааз, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одним из этапов ядерного топливного цикла (ЯТЦ) является производство тепловыделяющих элементов (ТВЭлов) – изделий, содержащих ядерный делящийся материал (ЯДМ). Одной из основных задач при обращении с ЯДМ является обеспечение ядерной безопасности (ЯБ).

Согласно нормативным документам [1] и [2], ЯБ при обращении с ЯДМ обеспечивается, если коэффициент размножения нейтронов не превышает 0,95 при нормальной эксплуатации и 0,98 при нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии. Целью анализа ядерной безопасности является доказательство выполнения этого критерия, как для режимов нормальной эксплуатации, так и для проектных аварий.

В данной работе рассмотрен участок изготовления ТВЭлов реакторов БОР-60, БН-600 и БН-800 с виброуплотненным МОКС топливом. Существующие обоснования выполнены без учета современных нормативных требований по анализу безопасности. В частности, необходим анализ ядерной безопасности при попадании в бокс замедлителя нейтронов различной плотности (воды) в случае постулируемых аварийных ситуаций, что ранее не требовалось. Требуется проведение такого анализа.

На рассматриваемом участке расположен перчаточный бокс, где происходит изготовление ТВЭлов, стол для временного хранения емкостей и ТВЭлов, и стол для проведения контрольных операций над ТВЭлами. Гранулят поступает в бокс в топливных контейнерах, пересыпается в рабочие контейнеры, которые помещают в печь и проводят сушку гранулята. Затем формируют навеску на один ТВЭл. Готовую навеску и таблетки торцевых экранов загружают в ТВЭльную трубку. ТВЭл виброуплотняют, и герметизируют. В боксе перемещение контейнеров с гранулятом происходит с помощью передвигающихся тележек. Готовые ТВЭлы извлекают из бокса, дезактивируют, затем сушат на столе №1. Далее ТВЭлы перемещают по участку на стол №2 в специальных контейнерах или пучками для проведения контрольных операций. Далее ТВЭлы удаляются с участка.

Для анализа ЯБ были рассмотрены системы, моделирующие временное хранение контейнеров, их передвижение на тележках, сближение тележек вплотную друг к другу и к рядом стоящему оборудованию, содержащему ЯДМ

и др. Для расчетов таких систем со сложной трехмерной геометрией была выбрана аттестованная программа MCU-RFFI/A [3], позволяющая решать однородное уравнение переноса нейтронов. В расчетном коде этой программы реализован метод Монте-Карло в трехмерной геометрии с детальным учетом энергетической зависимости сечений взаимодействия нейтронов с веществом.

Расчеты значений эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{эфф}$ проведены как для нормальных условий, так и для аварийных ситуаций, связанных с затоплением бокса и заполнением емкостей водой, смещением упаковок со штатных позиций, просыпанием гранулята во время транспортирования емкостей по боксу, изменение шага расположения твэлов в пучке при их транспортировании по участку. В расчетах учитывалось наличие отражателя из воды.

Для одиночных контейнеров с твэлами проведен расчет для различного количества твэлов в контейнере. Проведены расчеты системы, состоящей из двух контейнеров с твэлами, в зависимости от шага между контейнерами. Внутри контейнеров задавали такое количества твэлов, при котором значения $K_{эфф}$ максимальны.

Также для различных единиц оборудования, емкостей, фильтров, контейнеров с твэлами, пучка твэлов, так и для их систем, учитывающих их возможные комбинации на участке во время работы, была рассчитана зависимость изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов от плотности воды, определены максимальные значения.

Также были проведены расчеты $K_{эфф}$ для фильтров, с помощью которых происходит очищение воздуха из бокса и форкамер. Поскольку ЯДМ в фильтре накапливается неравномерно, то было исследовано влияние объема, занимаемого ЯДМ в фильтре, на величину эффективного коэффициента размножения нейтронов. Расчеты проведены при массе ЯДМ, соответствующей норме накопления. Была рассмотрена ситуация нарушения периодичности замены, когда на фильтре собирается ЯДМ, соответствующий двойной норме накопления.

По результатам нейтронно-физических расчётов показано, что ядерная безопасность участка изготовления твэлов обеспечивается как в штатных условиях, так и в рассмотренных аварийных ситуациях и соответствует всем новым актуальным требованиям по ЯБ с учетом установленных и зафиксированных в документации данного участка различных ограничений.

Список литературы:

1. Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла (НП-063-05), М. 2005 г.;
2. Основные правила ядерной безопасности при производстве, использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерных делящихся материалов (ПБЯ-06-00-2016), М. 2016г.;
3. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCU DAT-1.0. Аттестационный паспорт программного средства MCU-RFFI/A от 14.07.2016 г. № 400.

МОДЕРНИЗАЦИЯ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ И ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА ПО ОБЪЕМУ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВК-50

А.В. Абасов, С.В. Орешин, М.В. Маркелов, Е.В. Синявина, С.В. Широков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Распределение энерговыделения по активной зоне является одной из основных характеристик реактора, определяющих его безопасность и эффективность. В данной статье представлены результаты модернизации измерительной системы как в методической части, так и в программной обработке результатов измерений с определением энерговыделения по объему активной зоны реактора.

ВК-50 представляет собой корпусной кипящий реактор с естественной циркуляцией теплоносителя. Отличительной особенностью кипящего реактора является значительная неравномерность распределения энерговыделения по высоте активной зоны, обусловленная неравномерностью распределения плотности пароводяной смеси по высоте ТВС. Кроме того, плотность теплоносителя влияет на спектр нейтронов, что также необходимо учитывать. Этим вызвано дополнительное требование к интервалу шага регистрации системы контроля распределения энерговыделения в активной зоне для обеспечения точности и эффективности.

Основной задачей контроля распределения энерговыделения в активной зоне реактора ВК-50 является периодическая проверка значения максимального линейного энерговыделения в твэлах для текущего состояния активной зоны и его прогнозирования. Штатно этот контроль осуществляется путём измерений распределения активации медных проволочных индикаторов (МПИ) в сухих каналах в ячейках измерительного сектора [1,2]. Совместно с использованием МПИ в измерительном канале реактора может использоваться датчик прямой зарядки (ДПЗ с родиевым эмиттером) [3]. Измерения проводятся равномерной протяжкой датчика снизу вверх активной зоны и регистрацией значений токов через равные промежутки. Измерение распределения энерговыделения с облучением медных проволочных индикаторов сохраняет свои преимущества по доступности, меньшей стоимости затрат и большей точности.

В настоящее время на установке выполнены работы по переоснащению измерительно-вычислительной системы (ИВС) гамма-сканирования облученных МПИ на базе интеллектуального детекторного блока производства НПЦ «АСПЕКТ» [4] и ввод ее в эксплуатацию с разработанным в АО «ГНЦ НИИАР» прикладным программным средством SuprumScan.

Активационные облучения МПИ проводят в измерительных каналах реактора, размещаемых в центральных трубках ТВС. Монтаж измерительных каналов проводится для каждой кампании работы реактора после перегрузки топлива в активной зоне.

Работа по облучению МПИ включает в себя процесс подготовки, загрузку в активную зону реактора, активацию, выгрузку из активной зоны реактора

в защитный контейнер на стенд сканирования и сканирование спустя двое суток выдержки. Измерение активности облученных МПИ проводится на стенде с использованием ИВС гамма-сканирования.

После ввода теплотехнических параметров режима работы реактор и исходных параметров для исследуемых МПИ, программа CurgumScan считывает и сохраняет результаты сканирования по длине облученного МПИ в файлы на ПК, а также проводит предварительную обработку результатов сканирования (производит фильтрацию, выделяет участок сканирования, относящийся к активной зоне).

Для проверки работы ИВС проведены тестовые испытания и метрологические исследования к аттестации выполнения измерений с ИВС:

- тестовые испытания в нормальных условиях при регистрации фона;
- тестовые испытания с источниками (Cs^{137}) малой и высокой интенсивности;
- тестовые исследования распада Cu^{64} в облученном отрезке МПИ;
- метрологические исследования в реальных условиях сканирования с протяжкой облученного МПИ в условиях высокой температуры и влажности;
- набор статистики от многократных повторений сканирования с протяжкой МПИ, облученных в одном канале при стационарном режиме работы реактора.

Определение распределения активации в ТВС, которые не оснащены измерительными каналами, производится линейной интерполяцией плотности потока нейтронов от соседних ТВС с измерениями, а также путем присвоения полученных данных тем из них, которые симметричны ТВС с измерениями.

Обработка полученных после сканирования данных проводится с использованием программы CUPRUM. Тестовые расчеты по данной программе и ее кросс-верификация с программой SAFENG (предыдущей версией программы по обработке полей энерговыделения) проводились по результатам облучения МПИ в 38-ю кампанию для пятирядной активной зоны, т.к. в программе SAFENG не предусмотрена возможность обработки результатов сканирования МПИ и определения энерговыделения шестого ряда активной зоны.

Сравнения проводились по таким параметрам как мощность ТВС, максимальный коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте ТВС и максимальные линейные тепловые нагрузки на твэл. При анализе полученных результатов выявлено различие в реализации восстановления распределения активации МПИ в ячейках без измерений и в выборе коэффициентов подобия симметричных ячеек. Сравнение результатов расчета по программам проводилось для измерений с наибольшим числом каналов, в которых облучались МПИ. Средние расходимости при определении мощности рабочих ТВС не превышают 3% (рисунок 1), при этом все значения лежат в пределах 10% границы расходимости.

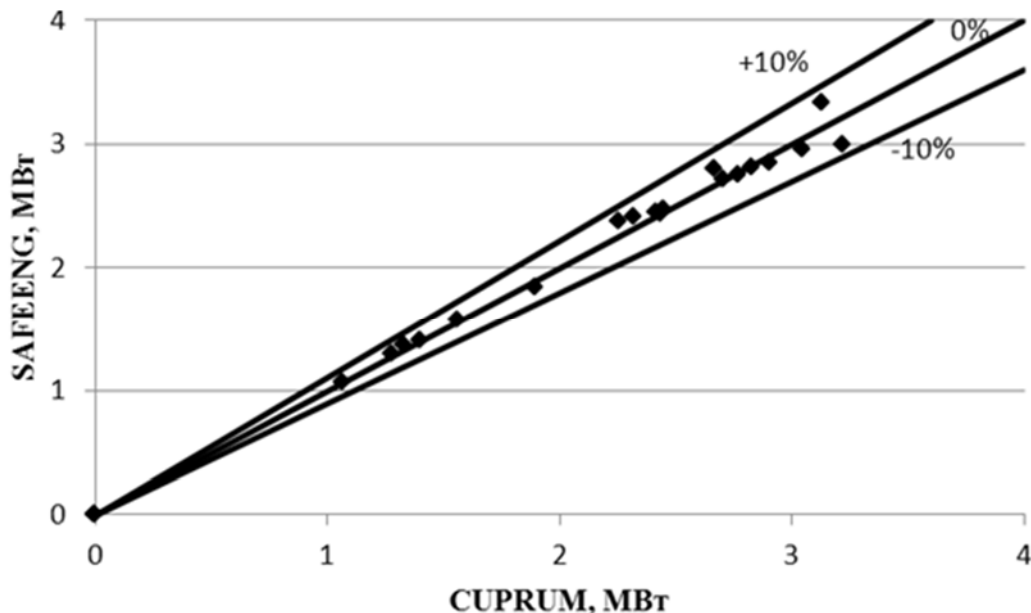


Рисунок 1 – Разброс значений мощности в ТВС для программ SAFENG и CUPRUM

Результаты метрологических исследований легли в основу пересмотра и аттестации методики выполнения измерения «Распределения относительной скорости реакции активации медных проволочных индикаторов по высоте измерительных каналов реактора ВК-50».

Пересмотрен метод расчета характеристик активной зоны реактора ВК-50 по измеренным скоростям реакции активации облученных МПИ.

Разработанная программа CUPRUM позволяет определять распределение энерговыделения и выгорания в ТВС для современных условий работы активной зоны реактора с дополнительным 6-ым рядом.

Полученные результаты исследований при тестировании программы CUPRUM позволяют использовать ее в составе прикладного программного обеспечения системы внутриреакторного контроля энерговыделения для сопровождения работы реактора ВК-50.

Список использованных источников

1. Г.А. Богачев. Программа для расчета поля энерговыделения в шестигранных кассетах. Препринт ИАЭ-1985, М., 1969. - 12 с.
2. Р.Е. Федякин, В.Е. Шмелев, В.Н. Федулин, В.П. Садулин, Л.А. Адамовский. Нейтронно-физические и гидродинамические характеристики кипящего реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. Препринт НИИАР, Димитровград, 1983 г. – 11 с.
3. В.П. Садулин, И.И. Семидоцкий, Р.Е. Федякин, Ю.И. Лещенко. Расчет энерговыделения в кипящем реакторе на основе показаний подвижных родиевых детекторов прямой зарядки. Препринт НИИАР, Димитровград, 1980 г. – 12 с.
4. Руководство по эксплуатации ДЦКИ.418223.087РЭ. Устройство детектирования гамма-излучения сцинтилляционное цифровое УДС-ГЦ-40x40-485-АС, 2014 г. - 20 с.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ВАЖНЫХ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СМ С МОДИФИЦИРОВАННОЙ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКОЙ

А.В. Пайдулов^{1,2}, А.П. Малков¹, Ю.А. Краснов¹, Д.В. Фомин^{1,2},
П.А. Зайченко^{1,2}, А.М. Шараев^{1,2}, А.В. Козыльков¹

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

В 2019 г. на реакторе СМ планируется замена центральной зоны и изменение компоновки нейтронной ловушки для увеличения ее облучательного объема.

Конструкция центральной замедляющей полости (ЦЗП) реактора СМ в настоящее время имеет следующую конструкцию: цилиндрическая полость для размещения мишеней (Рисунок 1) формируется четырьмя бериллиевыми вкладышами сложной формы, установленными в четыре центральные ячейки.

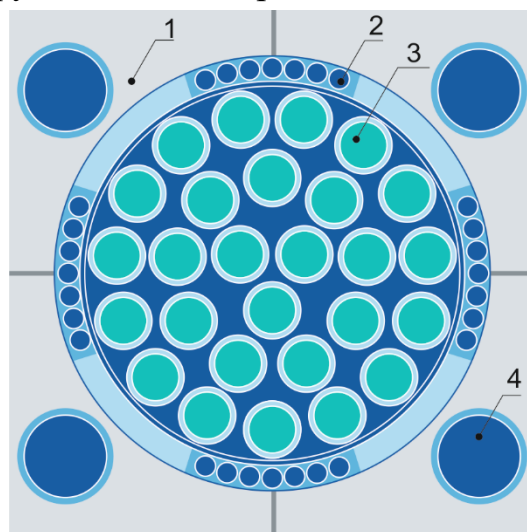


Рис. 1. Конструкция высокопоточной нейтронной ловушки реактора СМ:
1 – фигурный бериллиевый вкладыш,
2 – поглотитель ЦКО, 3 – трубки сепаратора, 4 – вытеснитель РО АЗ.

Вкладыши образуют в центре активной зоны (а.з.) цилиндрическую полость, в которой установлен центральный блок трансурановых мишеней (ЦБТМ) с трубчатым сепаратором для размещения мишеней. Сепаратор представляет собой пучок 27 трубок из циркониевого сплава и наружной обечайки, завальцованных в концевые решетки. Межтрубное пространство занято проточным теплоносителем. Внутри бериллиевой части вкладыша закреплена нижняя направляющая труба рабочего органа аварийной защиты (РО АЗ). В ЦБТМ загружается до 27 стержневых мишеней, для которых принята конструкция контейнерного типа.

Модифицированная нейтронная ловушка включает в себя:

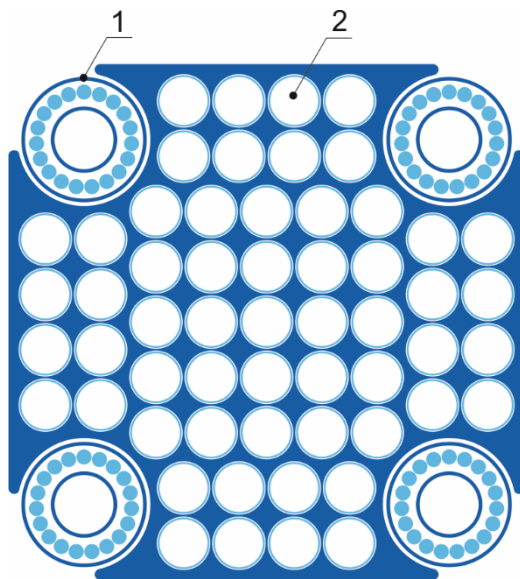
- сепараторную конструкцию из 57 циркониевых трубок диаметром 14×0,5 мм для размещения облучаемых материалов;
- 4 РО АЗ-КО с описанным диаметром 30 мм (поглощающая часть – сборка из 19 пэлов, вытеснитель – циркониевая трубка, заполненная крупкой бериллия);

– 4 направляющие трубы РО АЗ-КО из циркониевого сплава диаметром 34×1 мм.

Изменение компоновки нейтронной ловушки оказывает влияние на нейтронно-физические характеристики (НФХ) активной зоны в целом.

Следовательно, требуется решить задачу по экспериментальному определению НФХ: эффективности рабочих органов системы управления и защиты (СУЗ) реактора СМ, запаса реактивности, подкритичности, эффектов реактивности от замены ЦЗП, при перегрузке ТВС в активной зоне с модифицированной ЦЗП, а также при замене облучаемых материалов в сепараторе.

Экспериментальные исследования выполнили на критической сборке (КС) – физической модели реактора СМ. Для проведения эксперимента был



изготовлен макет ЦЗП сепараторного типа крестообразной формы в сечении: кожух, дистанционирующие решетки и трубки для установки мишеней из алюминия (Рисунок 2), а также модифицированные органы АЗ (Рисунок 3).

Рис. 2. Сечение макета ЦЗП сепараторного типа крестообразной формы: 1 – рабочий орган АЗ, 2 – трубки сепаратора.

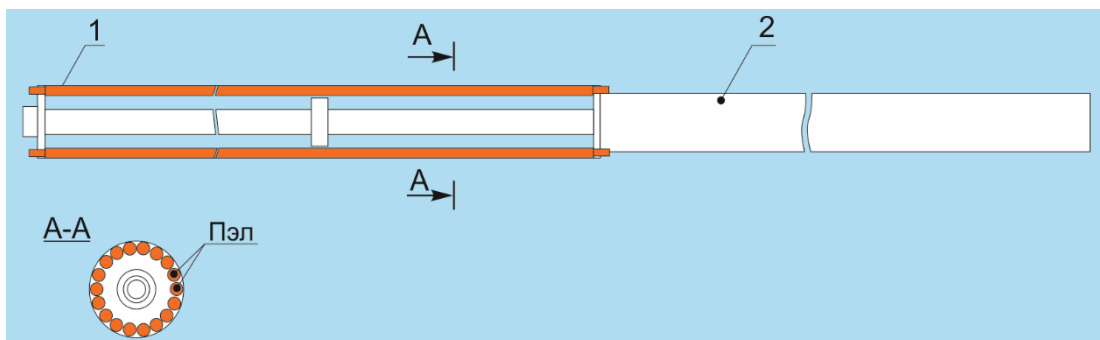


Рис. 3. Макет и поперечное сечение модифицированного РО АЗ на КС СМ: 1 – пэл, 2 – вытеснитель.

По результатам экспериментальных исследований было определено влияние замены ЦЗП, замены облучаемых материалов в ЦЗП, перегрузки различных ТВС на нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора СМ.

Таким образом, было выяснено следующее.

1. При замене штатной компоновки нейтронной ловушки на модифицированную компоновку ЦЗП без изменения количества и распределения топлива в а.з. наблюдается:

- уменьшение запаса реактивности ($\rho_{\text{зап}}$) на $4,0 \beta_{\text{эфф}}$;
- увеличение подкритичности ($\rho_{\text{подкр}}$) на $2,1 \beta_{\text{эфф}}$;
- уменьшение суммарной эффективности РО КО в 1,24 раза (по сравнению со штатной компоновкой) при извлеченном ЦКО;
- увеличение суммарной эффективности РО АЗ в 1,23 раза при извлеченном ЦКО.

Увеличение загрузки топлива в активной зоне критсборки на $\approx 1,0$ кг для компенсации потери в запасе реактивности приводит к восстановлению реактивностных характеристик РО.

2. При замене 16÷24 из 57 имитаторов мишеней со стальным сердечником на бериллиевые вытеснители в ЦЗП относительно сепаратора, все 57 трубок которого заполнены имитаторами мишеней со стальным сердечником, в а.з. наблюдается:

- увеличение $\rho_{\text{зап}}$ и, соответственно, уменьшение $\rho_{\text{подкр}}$ на $1,03 \div 1,6 \beta_{\text{эфф}}$;
- уменьшение суммарной эффективности РО КО на $0,27 \beta_{\text{эфф}}$;
- увеличение суммарной эффективности РО АЗ в $1,09 \div 1,15$ раза.

Загрузка бериллиевых вытеснителей в ячейки ловушки, не занятые мишенями, улучшит показатели использования топлива.

3. При замене 16 имитаторов мишеней со стальными сердечниками во внешнем ряду сепаратора на 16 имитаторов мишеней с вольфрам-стальными сердечниками наблюдается:

- уменьшение $\rho_{\text{зап}}$ на $1,3 \beta_{\text{эфф}}$;
- увеличение $\rho_{\text{подкр}}$ на $0,6 \beta_{\text{эфф}}$;
- уменьшение суммарной эффективности РО КО на $0,2 \beta_{\text{эфф}}$;
- уменьшение суммарной эффективности РО АЗ-КО на $0,7 \beta_{\text{эфф}}$.

4. При загрузке реакторных ТВС в активную зону критсборки реактора СМ (в ячейку с водой):

- эффекты реактивности по изменению $\rho_{\text{зап}}$ значительно (в $2,4 \div 3,5$ раз) больше соответствующих эффектов реактивности по изменению $\rho_{\text{подкр}}$;
- эффективность КО, расположенного в квадранте с измеряемой ячейкой (КО-2 на критсборке), увеличивается в $1,5 \div 2$ раза;
- эффективность КО, расположенного в квадранте, граничащем с измеряемой ячейкой (КО-3 на критсборке), увеличивается в $1,1 \div 1,4$ раза;
- суммарная эффективность АЗ-КО увеличивается не более чем 1,2 раза (минимальное влияние на эффективность АЗ-КО оказывает замена ТВС в яч. 42 а.з., максимальное влияние – от замены ТВС в непосредственной близости от сепаратора, яч.62 а.з.);
- при замене 16 имитаторов мишеней со стальными сердечниками во внешнем ряду сепаратора на 16 имитаторов мишеней с вольфрам-стальными сердечниками эффекты реактивности от загрузки ТВС меняются незначительно.

По результатам экспериментальных исследований замена штатной компоновки нейтронной ловушки на модифицированную компоновку ЦЗП приводит к потере запаса реактивности, снижению эффективности РО КО, увеличению эффективности РО АЗ. Однако увеличением загрузки топлива

в активной зоне можно компенсировать указанные потери. Суммарная эффективность РО СУЗ при компенсации потери реактивности от удаления бериллиевых вкладышей не ниже, чем при существующей компоновке. Суммарная компенсирующая способность угловых КО и зоны КО центральных РО АЗ-КО позволит обеспечить продолжительность кампании не ниже существующей при необходимом стартовом уровне подкритичности.

В рамках проекта по модернизации а.з. реактора СМ целесообразно продолжить работы по реализации новой компоновки нейтронной ловушки в направлениях:

- уточняющие расчетные исследования а.з. с модернизированной компоновкой ЦЗП;
- эксперименты на КС СМ по исследованию распределения энерговыделения в а.з.;
- уточняющий анализ безопасности реактора с новой компоновкой нейтронной ловушки.

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА БОР-60

Ю.В. Набойщиков¹, В.Ю. Анисимов^{1,2}, А.Е. Дьяченко^{1,2}

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Реакторная установка БОР-60, входящая в подразделение реакторного исследовательского комплекса АО «ГНЦ НИИАР», является уникальной исследовательской установкой на быстрых нейтронах, которая интенсивно используется для проведения широкого круга реакторных испытаний по облучению топливных, конструкционных и поглощающих материалов.

Увеличение количества экспериментальных устройств, облучаемых в реакторе, неизбежно ведёт к росту числа рабочих ТВС активной зоны, что влечёт за собой изменение нейтронно-физических характеристик реактора и, как следствие, уменьшение эффективности ядерного топлива (ЯТ). Для повышения безопасности и экономических показателей РУ БОР-60 необходимо получить расчётно-экспериментальные оценки эффективности ЯТ. Следует также отметить, что экспериментальная зависимость эффективности ТВС от радиуса постановки в реактор была определена для других геометрических размеров активной зоны и нуклидного состава ЯТ.

Таким образом, получение современных данных по зависимости эффективности ТВС от радиуса постановки в реактор является актуальной задачей. Для решения поставленной задачи были проведены определение и анализ экспериментальных данных по эффективности ТВС во время перегрузок реактора

за несколько последних лет. Для современного состояния реактора получена расчетная зависимость эффективности ЯТ.

В результате проведенной работы, для современного состояния активной зоны реактора БОР-60, были определены расчетно-экспериментальные зависимости эффективности ЯТ от радиуса постановки рабочих ТВС в реактор. Это позволит повысить точность планирования перегрузок реактора БОР-60 (повышение безопасности) и эффективность использования ЯТ (улучшение экономики и уменьшение радиационной нагрузки).

ЭКСПЕРИМЕНТ «НЕЙТРИНО-4» ПО ПОИСКУ СТЕРИЛЬНОГО НЕЙТРИНО НА РЕАКТОРЕ СМ

М.Е. Зайцев^{1,2}, Р.М. Самойлов¹

¹ ФГБУ «ПИАФ» (НИЦ «Курчатовский институт»), г. Гатчина
² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

В настоящее время широко обсуждается гипотеза существования стерильного нейтрино с сечением взаимодействия много меньше, чем, например, у электронного антинейтрино. [1-2]. Для поиска осцилляций нейтрино в стерильное состояние необходимо наблюдать отклонение плотности потока реакторных антинейтрино от закона $1/L^2$, где L – расстояние от центра реактора. Если такой процесс существует, то он может описываться уравнением осцилляций:

$$P(\bar{\nu}_e - \bar{\nu}_e) = 1 - \sin^2 2\theta_{14} \sin^2 \left(1,27 \frac{\Delta m_{14}^2 [eV^2] L [m]}{E_{\bar{\nu}} [MeV]} \right)$$
, где $E_{\bar{\nu}}$ - есть энергия антинейтрино, а Δm_{14}^2 и $\sin^2 2\theta_{14}$ - являются неизвестными параметрами процесса осцилляций.

Для проведения эксперимента необходимо измерить поток и спектр антинейтрино на коротких расстояниях (например, 6-12 м от центра активной зоны реактора), от практически точечного источника антинейтрино. Точечным источником может служить активная зона исследовательских реакторов.

При подготовке эксперимента были изучены возможности проведения экспериментов по поиску нейтринных осцилляций на малых расстояниях на российских исследовательских реакторах. Наилучшие условия для проведения эксперимента имеет реакторная установка СМ-3, благодаря некоторым особенностям конструкции [3]. Реактор СМ-3 обладает самой компактной активной зоной (35x42x42 см) при максимальной тепловой мощности 100 МВт. Кроме того, расстояние от активной зоны до стены экспериментального зала составляет всего 5 м. Основную проблему эксперимента составляет космический фон, так как реактор находится на поверхности Земли.

В работе представлены последние результаты измерений зависимости потока реакторных антинейтрино до активной зоны реактора в диапазоне 6-12 метров, полученные на полномасштабном детекторе.

Схема полномасштабного детектора представлена на рис. 1

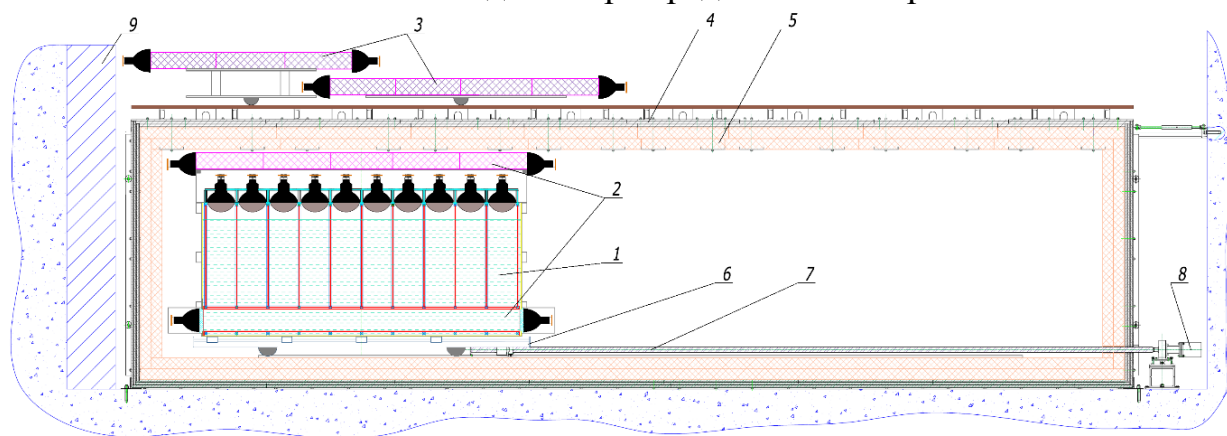


Рис. 1. Общая схема экспериментальной установки: 1 - Детектор реакторных антинейтрино, 2 - Внутренняя активная защита, 3 - Внешняя активная защита "Зонтик", 4 - Борированный полиэтилен пассивной защиты, 5 - Стальная и свинцовая пассивная защита, 6 - Передвижная платформа, 7 - Винт подачи, 8 - Шаговый двигатель, 9 - Защита от быстрых нейтронов из отсыпки железной дробью.

Детектор основан на реакции обратного β -распада: $\bar{\nu}_e + p \rightarrow e^+ + n$. Полномасштабный детектор на основе жидкого сцинтиллятора имеет объем 3 м^3 , разделенный на 5×10 секций. Для проведения измерений полномасштабный детектор устанавливался в несколько позиций с шагом $0,47 \text{ м}$ для минимизации влияния возможной неодинаковости в эффективности различных секций. Благодаря секционной структуре мы можем находить зависимость потока антинейтрино от расстояния шагом $0,47 \text{ м}$. Процедура движения детектора состоит в смещении детектора на $0,94 \text{ м}$, начиная из крайнего положения. На второй стадии измерения повторяются с тем же шагом со смещением начальной позиции на $0,47 \text{ м}$. Таким образом, измерения повторяются в одних и тех же точках обеими половинами детектора, благодаря чему усредняется возможная неодинаковость половин детектора. В детекторе используется 16 боковых секций и 24 внутренних. В таком случае средняя вероятность зарегистрировать мультисекционное событие от позитрона и составит 37% .

Доля от общей разности скорости счёта нейтриноподобных событий при включённом и выключенном реакторе для двухсекционных и односекционных событий усреднённая по всем расстояниям составляет от $37 \pm 4\%$ и до $63 \pm 7\%$ соответственно. Это отношение позволяет рассматривать зарегистрированные события как нейтринные.

Секционирование детектора позволило в $2,5$ раза снизить фон случайных совпадений, негативно сказывающийся на точности измерений, за счёт возможности введения дополнительных критериев отбора.

Результаты измерений разности счета нейтриноподобных событий представлены на рис. 3 (рис. слева) в виде зависимостей от расстояния до центра реактора. Для увеличения статистической точности данные были усреднены в диапазоне 1 м (последняя точка в диапазоне 2 м).

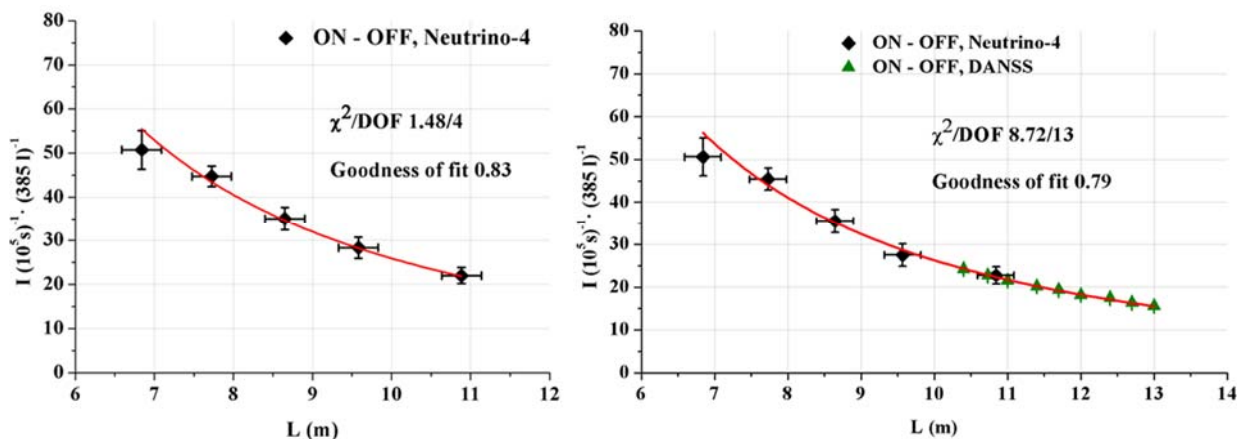


Рис.3. Зависимость потока реакторных антинейтрино от расстояния для полномасштабного детектора (рис. слева) и результаты объединения экспериментальных данных Нейтрино-4 и DANSS. Красная линия соответствует лучшему приближению с функцией $1/L^2$.

В тоже время, экспериментальные результаты коллаборации DANSS, демонстрировавшиеся на The 52nd Rencontres de Moriond [4], указывают на то, что в диапазоне от 10 до 13 м закон $1/L^2$ соблюдается с хорошей точностью. Тем самым используя эту информацию можно считать результаты измерений в области их перекрытия от 10 до 12 м соответственно. Результаты объединения данных Нейтрино-4 и DANSS представлены на рис. 3. (рис. справа)

На рис. 4 представлено отношение экспериментального спектра мгновенных сигналов к ожидаемому спектру из Монте-Карло моделирования.

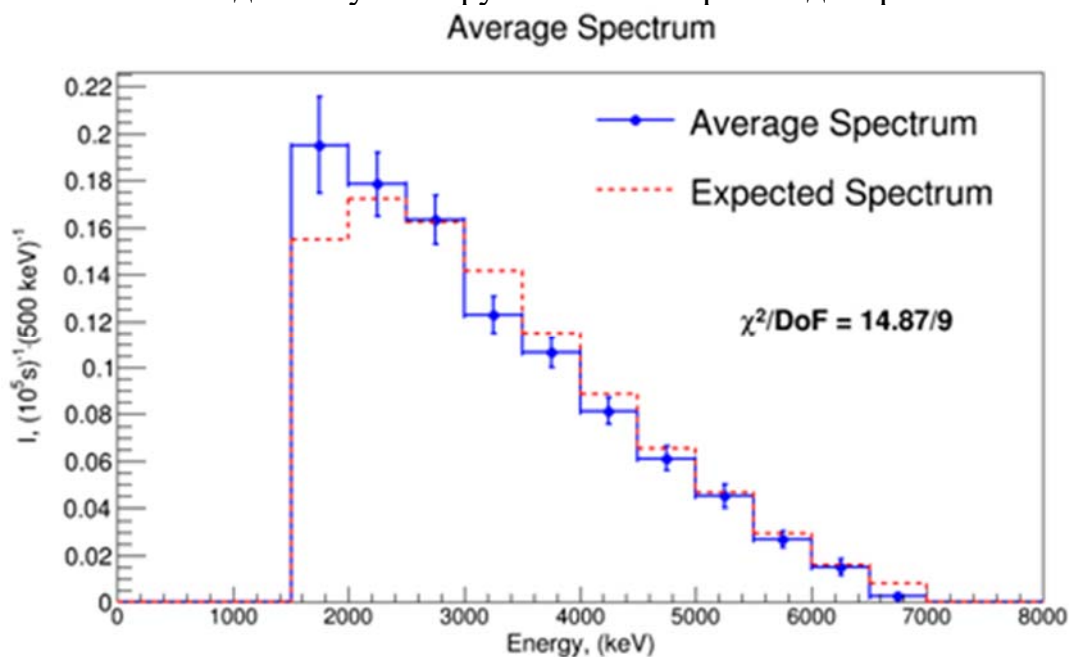


Рис. 4. Спектр мгновенных сигналов для всего цикла измерений, объединенный для всех расстояний (среднее расстояние 8,6 м), красным пунктиром показан спектр, полученный в результате Монте-Карло моделирование спектра ^{235}U , так как СМ-3 работает на высокообогащенном топливе.

Представляет большой интерес использовать данные экспериментов Нейтрино-4 и DANSS вместе с данными других экспериментов для общего при-

ближения и поиска наиболее подходящих параметров осцилляций в стерильное состояние. В то же время, важно помнить, что результат также должен удовлетворять и данным, полученным на больших расстояниях.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК:

- [1] Mueller T et al. 2011 Phys. Rev. C 83 054615
- [2] Mention G et al. 2011 Phys. Rev. D 83 073006
- [3] Serebrov A et al. 2014 Tech. Phys. Lett. 40 456, arXiv:1310.5521
- [4] Danilov M 2017 The 52nd Rencontres de Moriond Electroweak Interactions and Unified Theories, Thuile <https://goo.gl/c8WUsV>

ОСОБЕННОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МИР ПРИ ПОДГОТОВКЕ К ПРОВЕДЕНИЮ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ТИПА ЛОСА В 2016 ГОДУ

Д.В. Фомин^{1,2}, А.П. Малков^{1,2}, А.М. Шараев^{1,2}

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Материаловедческий исследовательский реактор МИР.М1 является уникальной многоцелевой установкой, на которой проводятся испытания конструкционных, топливных и поглощающих материалов, используемых и предполагаемых к применению в атомной отрасли [1].

За последние два десятилетия тематика экспериментальных работ, выполняемых на реакторе МИР.М1, значительно расширилась. Кроме традиционных ресурсных испытаний твэлов и ТВС реакторов различного назначения большую долю в тематике проводимых исследований занимают динамические испытания по таким направлениям, как:

- эксперименты по моделированию для испытываемых твэлов условий, характерных для аварийных ситуаций с резким увеличением мощности и/или быстрым вводом положительной реактивности;
- эксперименты по моделированию условий, характерных для аварийных ситуаций с потерей теплоносителя;
- испытания твэлов в циклических режимах изменения мощности.

Ввиду конструктивных и эксплуатационных особенностей реактора МИР.М1, планирование загрузки активной зоны на очередную кампанию представляет собой довольно нетривиальную задачу. В результате при одинаковых требованиях к условиям проведения экспериментов положительный результат получается при разных параметрах работы реактора.

В 2016 году на исследовательском реакторе МИР.М1 были спланированы и успешно проведены два эксперимента, целью которых было исследование поведения твэлов ВВЭР-1000 новой конструкции (с утоненной оболочкой

без центрального отверстия в топливном сердечнике) с выгоранием более 50 МВт·сут/кгU (эксперимент МИР-ЛОСА/50, март 2016 г. [2-5]) и с выгоранием более 60 МВт·сут/кгU (эксперимент МИР-ЛОСА/60, июнь 2016 г. [2-5]) в условиях проектной аварии с потерей теплоносителя (ЛОСА).

На примере двух однотипных экспериментов в докладе показаны основные подходы, используемые при формировании загрузки активной зоны реактора МИР.М1 для достижения требуемых условий испытаний.

Список литературы

1. Исследовательские ядерные установки России / Под ред. Н.В. Архангельского, И.Т. Третьякова, В.Н. Федулина. – М.: ОАО «НИКИЭТ», 2012. – 330 с.
2. А. В. Алексеев, О. И. Дреганов, В. Н. Шулимов [и др.]. Изучение поведения твэлов ВВЭР-1000 в условиях аварии с потерей теплоносителя (ЛОСА) / Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР». – Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017, вып. 1. – С. 12–20. – ISBN 978-5-94831-154-8.
3. А.В. Алексеев, А. В. Горячев, О. И. Дреганов [и др.]. Результаты испытания в реакторе МИР твэлов ВВЭР-1000 с высоким выгоранием топлива в условиях аварии с потерей теплоносителя / Атомная энергия, Т. 123, вып. 3. – 2017. – С. 133–137.
4. А.В. Алексеев, О. И. Дреганов, В. Н. Шулимов [и др.]. Изучение поведения твэлов ВВЭР-1000 в условиях аварии с потерей теплоносителя (ЛОСА). Реакторные эксперименты МИР ЛОСА/45 и МИР-ЛОСА/69 / Программа конференции и тезисы докладов научно-технической конференции АО «ТВЭЛ» «Ядерное топливо нового поколения для АЭС. Результаты разработки, опыт эксплуатации и направления развития (НТК-2016)», Москва, 16–17 ноября 2016 г. — М.: АО «ВНИИНМ имени ак. А.А. Бочвара», 2016. С. 38.
5. О.И. Дреганов. Изучение поведения твэлов ВВЭР-1000 с повышенной ураноёмкостью в аварии с потерей теплоносителя при моделировании условий в реакторе МИР. Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. [Текст] / О. И. Дреганов. – Димитровград, 2017. – 105 с.

РАСЧЁТ НА СТАТИЧЕСКУЮ И ЦИКЛИЧЕСКУЮ ПРОЧНОСТЬ КРЫШКИ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

А.Е. Овсенёв, Н. Пименов, И.С. Бибик

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск

Реакторная установка (РУ) ВВЭР-1000 состоит из сложных конструктивных деталей. Одной из таких конструктивных деталей является крышка реактора (рисунок 1). В процессе эксплуатации реакторной установки, крышка реактора подвергается жесткому радиационному облучению, а также воздействию на материал оказывает высокое давление и температура теплоносителя

первого контура. Все эти условия приводят к медленному износу данного оборудования.

Крышка реактора имеет свой определенный срок эксплуатации, и так как замена крышки, в виду ее размеров, не осуществляется, для данной конструкции необходимо проводить расчеты на прочность, чтобы определить возможность дальнейшей безопасной эксплуатации.

Поэтому целью данной работы является расчет на статическую и циклическую прочность крышки реактора ВВЭР-1000.

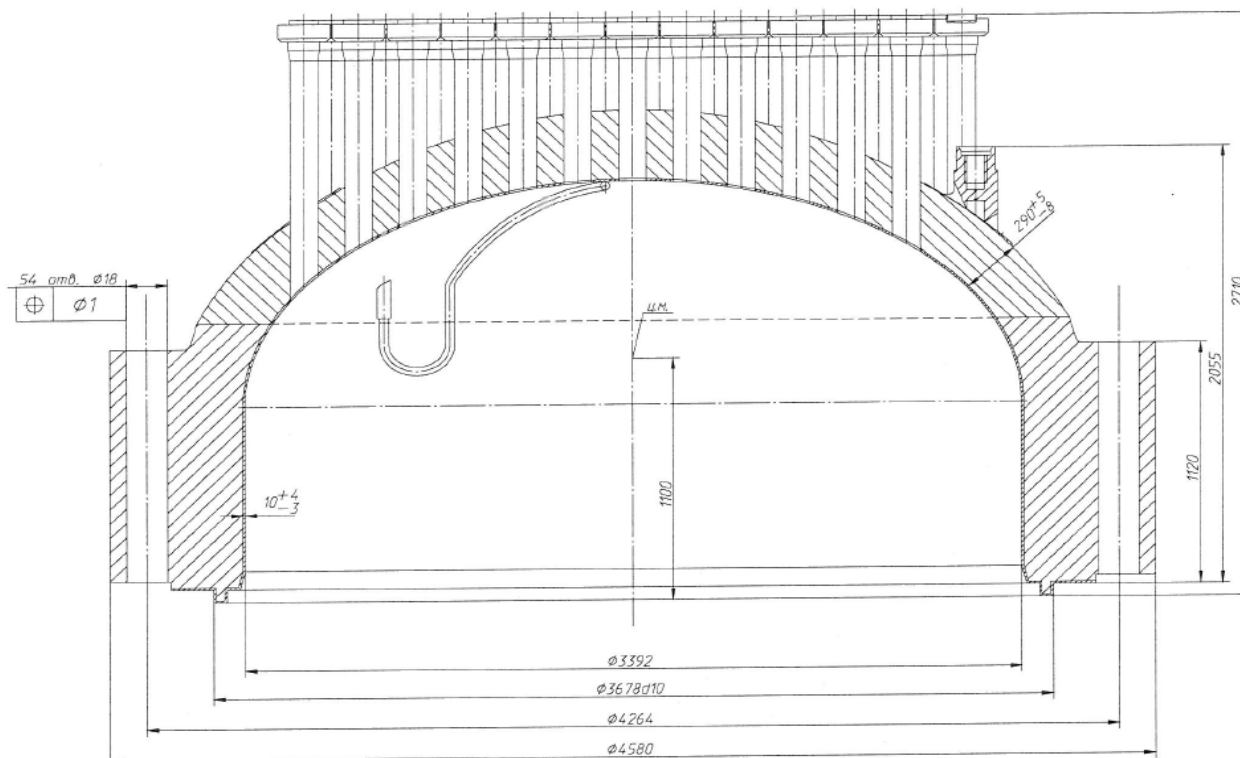


Рисунок 1 – Эскиз крышки реактора

Крышка реактора представляет собой штампованную конструкцию, состоящую из «усеченного» эллипсоида и фланца, соединенных сварным швом. Внутренняя и торцевая поверхности крышки покрыты антикоррозионной наплавкой. На крышке имеются 61 патрубок СУЗ для крепления чехлов приводов, 14 патрубков ТК, 16 патрубков КНИ, один патрубок воздухоудаления и шесть цилиндрических бобышек с резьбовыми гнездами для установки штанг металлоконструкции верхнего блока.

Ниже представлены основные параметры РУ в начале расчетов:

- Расчетное давление: 17,64 МПа;
- расчетная температура: 350 °С;
- номинальное давление: 15,7 МПа;
- давление гидравлических испытаний первого контура на прочность: 24,5 МПа;
- принятая расчетная температура гидравлических испытаний реактора: 135 °С.

Расчет статической и циклической прочности крышки реактора с патрубками воздушника, ТК, КНИ, а так же главным разъемом, выполнен при помощи программного комплекса ANSYS. Конечно-элементная схема (КЭС) главного разьема приведена на рисунке 2.

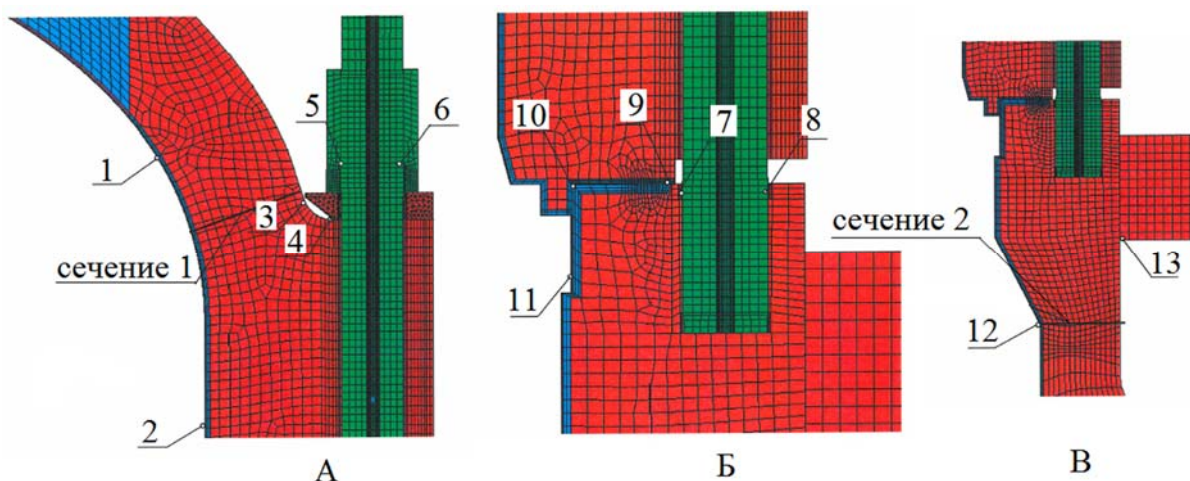


Рисунок 2 – Конечно-элементарная схема (КЭС) главного разъема:

А – Фрагмент КЭС фланца крышки,

Б – Фрагмент КЭС главного разъема,

В – Фрагмент КЭС фланца корпуса главного разъема

На схемах приведены расчетные точки, в которых определяется напряженно-деформированное сечение (НДС) и циклическая прочность. Расчетные точки 1,2,9 относятся к внутренней поверхности антикоррозионной наплавки фланца крышки. Расчетные точки 3, 4 относятся к основному материалу фланца крышки. Расчетные точки 10, 11, 12 относятся к внутренней поверхности антикоррозионной наплавки фланца корпуса. Расчетная точка 13 относится к упорному кольцу. Расчетные точки 5-8 относятся к шпильке в районе первого витка зацепления гайки и первого витка зацепления шпильки и фланца корпуса крышки.

При решении задачи в объемной постановке в качестве расчетной схемы принята 1/108 часть конструкции главного разъема с углом раствора 3,3 градуса, отсчитываемых от продольной плоскости симметрии. Расчетная модель включает в себя: крышку с фланцем с отверстием под шпильку, верхнюю часть корпуса с фланцем, шайбы, гайку, шпильку, кольцо, кольцо упорное.

Методика расчета на статическую прочность заключается в следующем: при расчете на статическую прочность проверяется выполнение условий прочности применительно к рассматриваемому узлу при воздействии расчетных нагрузок. Исходя из анализа напряженного состояния, полученного расчетным путем от воздействия соответствующих нагрузок, выбираются наиболее напряженные зоны рассматриваемого узла. Затем в этих зонах вычисляются соответствующие категории напряжений (общие мембранные, местные мембранные и т.д.).

Максимальные приведенные напряжения в зоне соединения эллиптической части крышки с фланцем в сечении 1 (рисунок 2 (А)) не превышают допускаемые:

– для расчетного давления $p=17,64$ МПа:

$$(\sigma)_2 = 126 \text{ МПа} < 1,3 \cdot [\sigma] = 245 \text{ МПа};$$

– для давления гидравлических испытаний $p=24,5$ МПа:

$$(\sigma)_2 = 140 \text{ МПа} < 1,76 \cdot [\sigma]^{Th} = 358 \text{ МПа}.$$

Максимальные приведенные напряжения в зоне соединения фланца и цилиндрической части крышки в сечении 2 (рисунок 2(В)) не превышают допустимые:

– для расчетного давления $p=17,64$ МПа:

$$(\sigma)_2 = 119 \text{ МПа} < 1,3 \cdot [\sigma] = 270 \text{ МПа};$$

– для давления гидравлических испытаний $p=24,5$ МПа:

$$(\sigma)_2 = 161 \text{ МПа} < 1,76 \cdot [\sigma]^{Th} = 395 \text{ МПа}.$$

При расчете на циклическую прочность определяется накопление усталостного повреждения для выбранных расчетных точек. Данный расчет выполняется в следующей последовательности:

- для каждого расчетного состояния по шести составляющим напряжений определяются нормальные напряжения σ_i , σ_j , и σ_k ;
- наибольшему за всю историю нагружения главному напряжению σ_i , в рассматриваемой точке элемента присваивают индекс i , а двум другим при том же моменте времени – индексы j и k ($\sigma_i \geq \sigma_j \geq \sigma_k$); соответствующие данному моменту времени главные площадки считаются зафиксированными для всей истории нагружения рассматриваемой точки элемента;
- определяются условные упругие напряжения (σ_F);
- для каждого расчетного цикла по значениям амплитуды напряжений (σ_{aF}) и коэффициента асимметрии r определяется допустимое количество циклов $[N_0]_i$.

Далее определяется значение накопленного усталостного повреждения по формуле:

$$a = \sum \frac{N_i}{[N_0]_i}, \quad (4)$$

где: N_i – количество циклов i -го типа за срок службы;

$[N_0]_i$ – допустимое количество циклов i -го типа.

Если выполняется условие $a < 1$, то циклическая прочность рассчитываемого узла обеспечена.

Для различных элементов крышки реактора значение накопленного усталостного повреждения (a) разнится в пределах от 0,469 до 0,722, следовательно, циклическая прочность всех расчетных узлов обеспечивается.

В результате расчета проведен анализ статической и циклической прочности крышки реактора. Проведена оценка прочности с учетом внешних динамических воздействий. Показано, что условия статической и циклической прочности крышки реактора, включая патрубки и главный разъем реактора удовлетворяются для всех режимов эксплуатации при условии работы РУ на уровне мощности 104 % $N_{ном}$ и 18 - месячном топливном цикле.

Список литературы

1. Программный комплекс для ПЭВМ. Программный комплекс для решения термомеханических задач методом конечных элементов ANSYS, ANSYS Mechanical; v. 14.5, ANSYS, inc., 2013

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРОВ РБТ-6 И РБТ-10 В ПРОЦЕССЕ ПЕРЕВОДА НА НОВОЕ ТОПЛИВО

А.М. Шараев^{1,2}, А.П. Малков^{1,2}, А.В. Пайдулов^{1,2},
В.В. Пименов¹, С.А. Сазонтов¹

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

Реакторы РБТ-6 и РБТ-10 работают на отработавших тепловыделяющих сборках (ОТВС) реактора СМ-3 (СМ-2) – ТВС черт. 184.03.000 и черт. 184.05.000. В 2005г реактор СМ-3 переведен на новый тип топлива – ТВС черт. 184.08.000, черт. 184.09.000, черт. 184.10.000 [1]. ТВС нового типа имеют те же габаритные размеры, но набраны из твэлов с увеличенной на 20% загрузкой по ^{235}U по сравнению с ранее использовавшимися твэлами (6 г вместо 5 г ^{235}U на твэл). Кроме того в ТВС нового типа чехол из нержавеющей стали заменен на чехол из циркониевого сплава. Имеющийся запас ОТВС типа 184.03.000 и 184.05.000 близится к исчерпанию. Перевод реакторов РБТ на ТВС нового типа позволит решить проблему обеспечения его топливом на перспективу.

В процессе выполнения работ по переводу реактора РБТ-6 на новое топливо в начале 2015 г. была собрана и проанализирована информация по количеству и состоянию ОТВС реактора СМ старого и нового типов для оценки перспектив его использования в реакторах РБТ.

В рамках утвержденной программы работ для реактора РБТ-6 была проведена серия экспериментов на реакторе по исследованию эффектов реактивности и эффективности РО СУЗ при замене штатных ТВС на ТВС с увеличенной загрузкой по ^{235}U ; для реактора РБТ-10 было проведено экспериментальное определение эффектов реактивности при загрузке ТВС с повышенным содержанием ^{235}U в активную зону (а.з.). Полученные результаты использованы для уточнения расчетных оценок воздействия загрузки ТВС нового типа (184.08.000) на размножающие свойства а.з. В результате расчетно-экспериментальных исследований была подтверждена возможность поэтапного перевода реакторов РБТ на топливо с увеличенной загрузкой ^{235}U в твэле с сохранением основных проектных характеристик реактора при обоснованном выборе размещения ТВС старого и нового типа на этапе формирования загрузки активной зоны.

Перевод реактора РБТ-6 на новое топливо начат 09.07.2015 путем загрузки двух ТВС типа 184.08.000 в периферийные ячейки активной с невысокой мощностью. При этом ТВС типа 184.03.000 в ячейках с выгоранием топлива 30,5% и 35,7% были заменены на ТВС типа 184.08.000 с выгоранием топлива 38,2% и 38,8%, соответственно. Перевод реактора РБТ-10 на новое топливо начат 02.06.2017 путем загрузки двух ТВС типа 184.08.000. также в периферийные ячейки активной зоны. При этом две ТВС типа 184.03.000 с выгоранием топлива 39,1% и 44,3% были заменены на две ТВС типа 184.08.000 с выгоранием топлива 42,2%, соответственно. Результаты выполненных расчетов в обоснование

безопасности показали, что после выполненных операций, все характеристики реактора, важные для безопасности в пределах погрешности расчета не изменились.

В процессе работы реакторов с новыми типами ТВС признаков их разгерметизации зафиксировано не было. С учетом полученного опыта было принято решение о продолжении работ с ведением поэтапной замены ТВС типа 184.03.000 на ТВС типа 184.08.000 в активной зоне реакторов РБТ. Замену ТВС в реакторах в течение 2015-17гг производили партиями по 2÷6 штук, с выпуском расчетного обоснования безопасности для каждой загрузки. К завершению 2017г количество ТВС типа 184.08.000 в активной зоне реактора РБТ-6 доведено до 32 штук (57% от общего числа ТВС в а.з.), в активной зоне реактора РБТ-10 – до 16 штук (20% от общего числа ТВС в а.з.).

ЛИТЕРАТУРА

1. Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л., и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации и основные показатели последующей работы. Международная научная конференция «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», Тезисы докладов. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С.144-150.

МЕТОДИКА РАСЧЁТА ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МАТЕМАТИЧЕСКОГО ПАКЕТА WOLFRAM MATHEMATICA

М.М. Балачков, Е.Е. Пермикина, А.Е. Овсенёв

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск

Обеспечение ядерной безопасности при хранении и транспортировке радиоактивных отходов является важной задачей. Для обеспечения ядерной безопасности необходимо поддерживать умножение в подкритической системе менее 20, что соответствует эффективному коэффициенту размножения $k_{эф}$ 0.95. [1]

Размножающие свойства среды зависят от множества переменных величин, таких как: геометрия подкритической системы, плотность вещества, обогащение по различным нуклидам, температура материалов. Целью данной работы является алгоритмизация методики нахождения ядерно-безопасных параметров системы.

Расчёт проводился в рамках диффузионно-возрастного многогруппового приближения. [2] Для автоматизации расчётов использовался математический пакет Wolfram Mathematica. Результаты расчёта сферического образца, состоящей из нуклидов U^{235} и U^{238} представлены на рисунке 1.

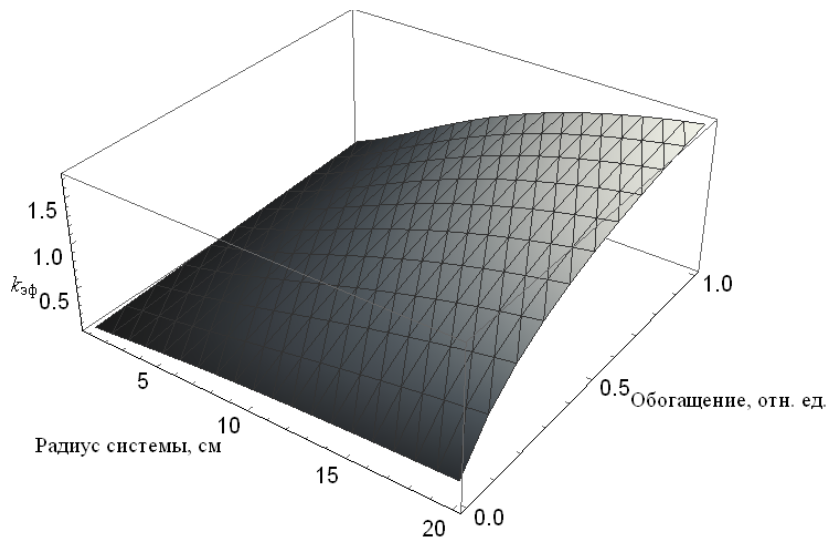


Рис. 1 Зависимость $k_{эф}$ от радиуса подкритической системы и обогащения

Из рисунка 1 видно, что при малых содержаниях делящихся изотопов система является глубоко подкритической, то есть ядерно-безопасной. Причина этого, большая концентрация U^{238} , который делится только нейтронами с энергией большей 1 МэВ. Так же можно заметить, что вследствие большой утечки нейтронов из образца, при его малых размерах, невозможно достижение критичности при любых обогащениях.

Для более точной оценки параметров ядерно-безопасных систем были построены изолинии $k_{эф}$, представленные на рисунке 2.

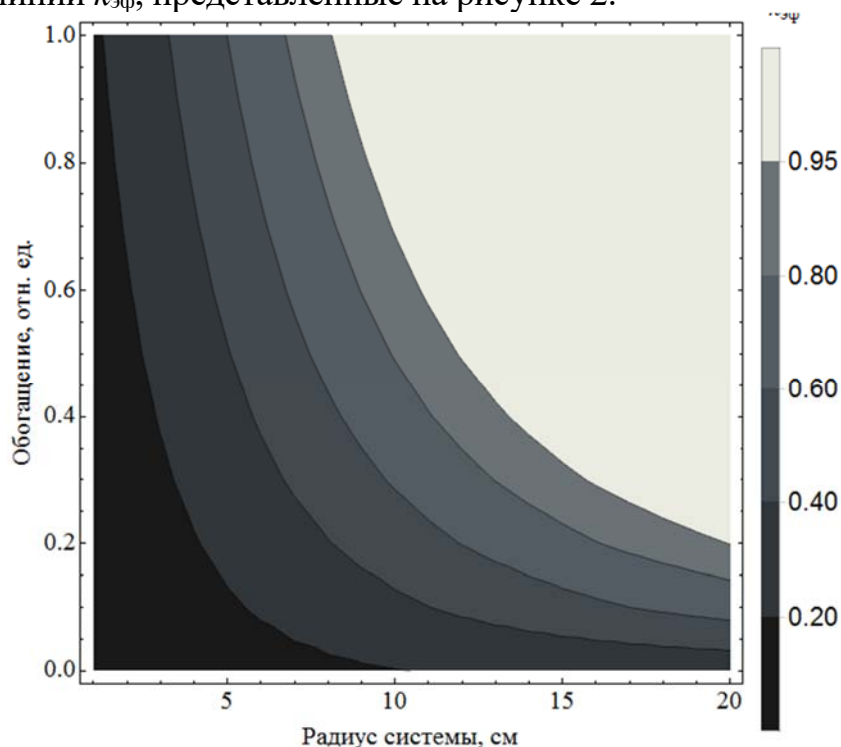


Рис.2 Изолинии зависимости $k_{эф}$ от радиуса подкритической системы и обогащения

Анализируя рисунок, можно заметить, что особое место занимает изолиния $k_{эф} = 0.95$, все системы расположенные выше или правее неё не являются ядерно-безопасными. Напротив, системы расположенные ниже или левее изолинии имеют ядерно-безопасные параметры.

Разработанный алгоритм позволяет осуществлять расчет параметров подкритических систем любого изотопного состава.

Список литературы

1. Основные правила ядерной безопасности при производстве, использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерных делящихся материалов (ПБЯ-06-00-2016).
2. Головацкий А.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей среде с графитовым замедлителем / А.В. Головацкий, В.Н. Нестеров, Шаманин И.В. // Известия высших учебных заведений. Физика. – 2010. – Т. 53. – №. 11.

ИСПЫТАНИЯ ВАРИАНТОВ КОНСТРУКЦИИ АНТИДЕБРИСНЫХ ФИЛЬТРОВ

Ю.В. Егоров, В.В. Макаров, В.Н. Ульяновский,
А.В. Афанасьев, И.В. Матвиенко

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

В настоящее время по данным послереакторных исследований ТВС ВВЭР-1000 основной причиной разгерметизации твэлов являются повреждения твэлов, вызванные посторонними предметами (дебрис-частицами). Для предотвращения попадания посторонних предметов в пучок твэлов применяются антидебрисные фильтры (АДФ), устанавливаемые в хвостовиках ТВС. В настоящее время опытную эксплуатацию в реакторах ВВЭР-1000 проходит ряд ТВС, оснащенных АДФ первого поколения, и ведется разработка конструкции АДФ имеющих лучшую по сравнению с АДФ первого поколения фильтрующую способность.

В докладе представлены результаты испытаний трех различных конструкций АДФ. Были проведены следующие испытания:

- гидравлические;
- определение фильтрующей способности;
- определение влияния на вибрацию нижних пролетов твэлов;
- ресурсные.

ИНФОРМАЦИОННО-ИЗМЕРИТЕЛЬНАЯ СИСТЕМА ПЕТЛЕВЫХ УСТАНОВОК ПВ-2 И ПВК-2 РЕАКТОРА МИР

Д.А. Черников

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В докладе описываются выбранные программно-технические решения, на базе которых разработана информационно-измерительная система техноло-

гических параметров (ИИС ТП). ИИС ТП создавалась на основании требований технического задания на модернизацию ПУ ПВ-2, ПВК-2 РУ МИР.М1, которая была проведена в период 2015-2016 г. В 2017 г. в результате тестирования и отладки системы выявлены и устранены технические недочёты, а также внесены необходимые изменения в программное обеспечение, связанные с потребностями эксплуатационного персонала ПУ МИР.М1.

ИИС ТП ПУ РУ МИР.М, обеспечивает сбор, обработку, представление и хранение больших массивов значений технологических параметров, контролируемых в процессе реакторных экспериментов.

ИИС ТП ПУ ПВ-2, ПВК-2 включает следующие подсистемы:

1. подсистема сбора и обработки технологических параметров (ПСО);
2. подсистема аварийной и предупредительной сигнализации (ПС);
3. подсистема приема, обработки и представления информации эксплуатационному персоналу (ПВУ).

ИИС ТП представляет собой двухуровневую иерархическую систему, на нижнем уровне которой размещены подсистемы ПСО и ПС, на верхнем – подсистема ПВУ.

Нижний уровень ИИС ТП содержит:

- средства сбора данных с первичных преобразователей;
- контроллеры опроса этих преобразователей;
- программное обеспечение ПСО и ПС, в т.ч. стандартные протоколы обмена информацией, использованные производителями технических средств.

В состав верхнего уровня ИИС ТП входят:

- персональный компьютер с установленной SCADA-системой «MasterSCADA», система осуществляет обработку, накопление и хранение полученной информации, а также представление информации оператору установки;
- программы приема и обработки оцифрованных данных с нижнего уровня системы.

Подсистема сбора, обработки технологических параметров обеспечивает:

- прием ненормализованных сигналов от датчиков температуры (ТЭП градуировок ХА, ХК, ВР, ТСП гр. 21);
- прием нормированных сигналов (1÷5) В от датчиков давления, расхода, уровня, перепада давления;
- прием и нормализацию токовых сигналов от ДПЗ.

Основные технические характеристики подсистемы ПСО:

- точность преобразования входных сигналов $\pm 0,5$ % от диапазона измерений;
- подавление синфазной помехи 50Гц – 120dB;
- подавление дифференциальных наводок 50Гц - 60dB
- полоса пропускания – (0 – 4) Гц;
- гальваническая развязка входных цепей измерительных каналов.

В состав аппаратных средств (рис. 1) подсистемы сбора, обработки технологических параметров входят: сервер сбора данных (ССД) на базе промышленного компьютера iROBO-2000, процессор сбора данных (ПСД) DAP5200a/626 фирмы Microstar Laboratories (США), блок коммутаторов аналоговых сигналов

MSIE-002-08, модули гальванического разделения и нормализации измеряемых сигналов SCM5B31-02, многоканальные регистраторы PMT 59M.

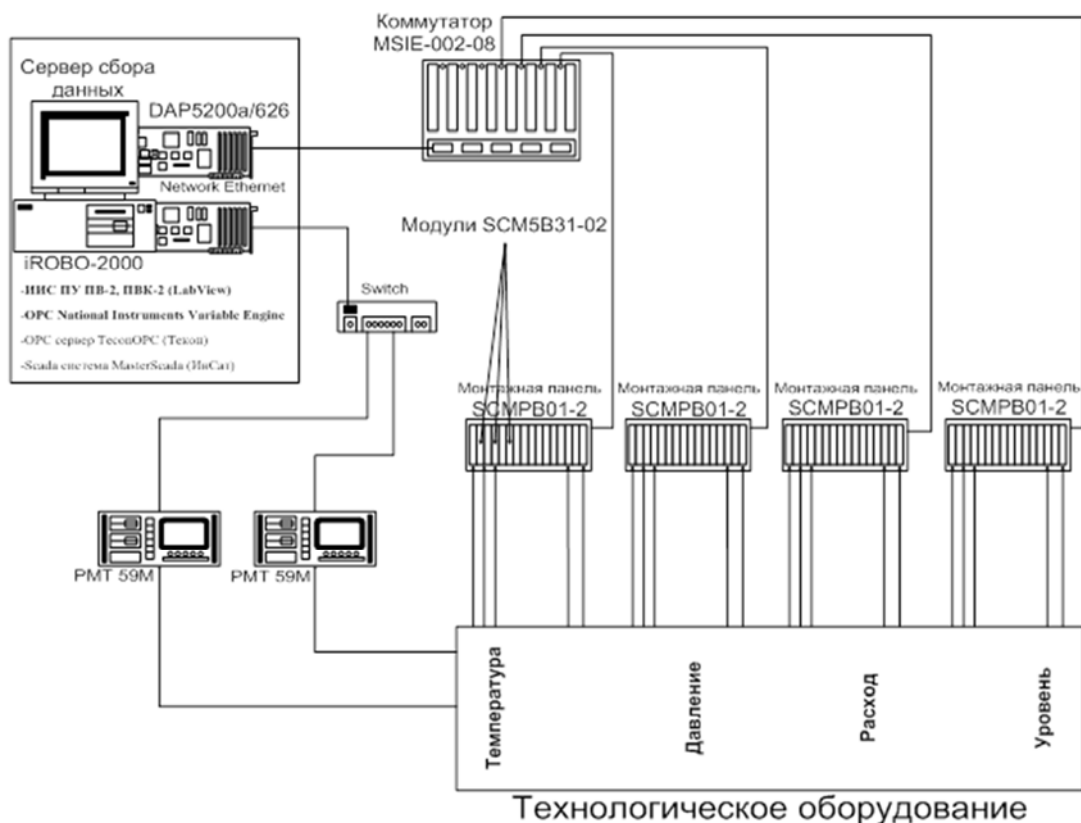


Рис. 1. Структура подсистемы сбора, обработки технологических параметров

В работе использованы программные средства LabView, MasterSCADA, ISaGRAF, предоставляющие набор инструментов, который позволил связать разные по архитектуре и функциональному назначению технические средства, разработать информативный пользовательский интерфейс, а также реализовать архивирование полученной информации. Применение типовых программных средств, в составе которых реализованы стандартизированные протоколы обмена данными, позволяет организовать высокоскоростные каналы связи масштабируемой системы. Всё это позволило за относительно короткое время создать, отладить и запустить надёжную, удобную, информационно измерительную систему ПУ.

ОЦЕНКА СУММЫ ДОГОВОРА СТРАХОВАНИЯ ГРАЖДАНСКОЙ ОТВЕТСТВЕННОСТИ АО «ГНЦ НИИАР»

А.Н. Юсупов, В.Д. Кизин, П.А. Михайлов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В ядерном законодательстве закреплена необходимость наличия финансовой гарантии у эксплуатирующей организации наличия средств для компен-

сации ущерба в результате возможной радиационной аварии. На практике, выполнение данного требования осуществляется страхованием гражданской ответственности.

Между АО «ГНЦ НИИАР» и Российским ядерным страховым пулом имеется договор страхования, сумма которого является максимально возможным возмещением по [1]:

1) ущерб здоровью населения, включая затраты на защитные мероприятия, лечение и/или погребение;

2) ущерб имуществу, включая затраты на восстановление поврежденное (в т.ч. дезактивационные работы) и компенсацию за уничтоженное имущество.

Настоящая работа посвящена оценке величины средств, необходимых для компенсации ущерба третьим лицам при радиационной аварии на объектах НИИАР.

Была рассмотрена авария с наиболее тяжёлыми радиационными последствиями из возможных на объектах АО «ГНЦ НИИАР» – запроектная авария на ИЯУ СМ-3. Исходные события аварии – разрыв главного трубопровода и, одновременно с этим, полное обесточивание здания РУ. При этом, будут потеряны как внешние, так и внутренние источники энергии. Вследствие этого не сработает практически вся автоматика, и откажут все системы подачи воды в реактор, система принудительной циркуляции теплоносителя и т.д. Разрыв трубопровода приведёт к потере теплоносителя, изменению полей давления, плотности, скорости и сжимаемости теплоносителя в корпусе реактора, вследствие чего начнётся плавление всей активной зоны.

Более подробное описание данной аварии представлено в отчёте по обоснованию безопасности ИЯУ СМ-3. Стоит отметить, что в отчёте приведены консервативные оценки последствий аварии.

Для достижения поставленной цели была разработана методика оценки страховой суммы с учётом действующих нормативных и законодательных документов.

Согласно разработанной методике территория, которая может быть подвержена радиационному воздействию, была поделена на участки. На карту данной территории была наложена координатная плоскость с началом отсчёта в вентиляционной трубе института и осями, направленными вдоль географических координат – широты и долготы. С шагом изменения 0,01 градуса по обеим координатам были выставлены точки на плоскости. В результате были получены участки площадью 1,24 км².

Каждому участку был присвоен один из типизированных статусов в зависимости от преимущественного вида деятельности на нём или типа местности: жилая зона, промышленная зона, сельскохозяйственная земля и лесной массив.

Население жилой зоны было разделено на три возрастных группы: дети в возрасте с 0 до 7 лет, школьники – с 8 до 17, взрослые – с 17 и старше. Категория людей промышленной зоны была разделена, в зависимости от особенности трудовой деятельности, на: группу 1 (лица, работающие преимущественно внутри помещений) и группу 2 (лица, работающие преимущественно вне помещений).

Основываясь на статистические данные [2], участкам, в зависимости от типа, были присвоены коэффициенты для учёта снижения уровня облучения населения за счёт антропогенного фактора, доли групп населения и типа поверхности (грунт, асфальт, кирпич/бетон, дерево, металл, сельскохозяйственные земли и лес).

Анализ радиационных последствий аварии выполнялся для каждого участка в отдельности, а результаты затем суммировались.

Для оценки радиационных последствий в программной среде НОСТРАДАМУС в каждой точке были рассчитаны: эффективная доза внешнего облучения от радиоактивного облака, эффективная доза внутреннего облучения в результате ингаляции, эквивалентная доза облучения щитовидной железы и поверхностные активности выпавших радионуклидов. Для участка значение получалось путём усреднения значений в точках, образующих участок, с учетом особенностей участка.

При расчётах консервативно было принято, что авария проходила в летний период с осадками в виде ливня со скоростью осаждения 10 мм/ч и неизменным юго-юго-западным направлением ветра. Длительность выброса (1 час) и состав радиоактивных продуктов деления из вентиляционной трубы института, используемые при расчётах, определены в отчёте по обоснованию безопасности ИЯУ СМ-3.

Учитывая кратковременность выброса и достижения радиоактивным облаком города и, в то же время, длительность периода донесения информации об аварии до населения, эвакуация является не целесообразной. Более действенными мерами в данных условиях будут укрытие и йодная профилактика. Было принято, что проведение йодной профилактики начнётся спустя 2 часа после аварии для всех людей, вне зависимости от удалённости от источника выброса.

Для определения необходимости принятия решения о временном отселении населения была рассчитана [3] максимальная месячная эффективная доза облучения населения от загрязнённых поверхностей с учётом защитных мероприятий и антропогенного фактора. Было определено, что временному отселению может подлежать порядка 1400 человек сроком на 1 месяц. С учётом среднего размера семьи (2,5 человека [2]) и стоимости аренды однокомнатной квартиры (7,9 тыс руб [4]) выполнение защитных мероприятий может обойтись в 4,4 млн руб.

Согласно расчётам, выполненным по [5], при рассматриваемой запроектной аварии у облученного населения возможно не более 120 случаев злокачественных новообразований. Принимая, лимит ответственности страховщиков на лечение составляет 0,5 млн руб, а затраты на похороны одного человека – 30 тыс руб, возмещение за ущерб здоровью может составить до 60,8 млн руб.

В результате аварии будут загрязнены территории площадью свыше 750 км². Для начала полномасштабных дезактивационных работ потребуется месяц. Благодаря распаду короткоживущих радионуклидов через месяц, площади с уровнем загрязнения свыше 0,11 мкЗв/ч (из расчета 1 мЗв/год) может составить порядка 60 км²: сельскохозяйственные угодья – 0,2 км², грунт – 1,9 км², асфальт – 3,2 км², лес – 27,4 км², металл – 4,4 км², кирпич/бетон – 20,7 км², дерево – 0,35 км².

Третьим лицам принадлежат только сельскохозяйственные земли, металлические поверхности, кирпичные, бетонные и деревянные здания. Из расчёта, что в среднем стоимость дезактивации этих поверхностей составляет 1 млн руб/км². Следовательно, затраты на дезактивационные работы могут составить порядка 25,7 млн. руб.

Средняя стоимость имущества физического лица составляет порядка 1,37 млн руб [2]. Наибольший вклад в стоимость имущества вносят недвижимое имущество и транспорт, дезактивация которых реальна и рентабельна. В расчётах было принято, что процент уничтоженного имущества не превысит 1%. Лимит ответственности страховщика по ущербу имуществу составляет 500 тыс руб.

На территории подвергшейся радиоактивному загрязнению, где могут быть необходимы дезактивационные работы, проживают около 19200 физических лиц и зарегистрировано порядка 840 юридических лиц. Таким образом, сумма компенсаций за уничтоженное имущество может составить до 681,4 млн руб., а страховая сумма – 772,4 млн руб.

Полученный результат меньше размера страховой суммы, означенной в действующем договоре страхования АО «ГНЦ НИИАР». Таким образом, присутствует обоснованная возможность уменьшения стоимости договора. Полученные результаты будут использованы при продлении договора страхования в 2018 году.

Список литературы:

1. Правила страхования гражданской ответственности эксплуатирующих организаций – объектов использования атомной энергии: утв. Наблюдательным советом Российского ядерного страхового пула в качестве типовых (единых) Правил всех страховых компаний – участников Пула: 19.12.2006. – М.: ОАО «СОГАЗ», 2017.
2. Федеральная служба государственной статистики. – URL: <http://www.gks.ru> (дата обращения 06.02.2018).
3. МР 2.6.1.0063-12. Контроль доз облучения населения, проживающего в зоне наблюдения радиационного объекта, в условиях его нормальной эксплуатации и радиационной аварии. – М.: Роспотребнадзор, 2012.
4. Недвижимость на продажу: Domofond.ru. – URL: <https://www.domofond.ru> (дата обращения 14.01.2018).
5. МР 2.1.10.3014-12. Оценка радиационного риска у населения за счёт длительного равномерного техногенного облучения в малых дозах. – М.: Роспотребнадзор, 2012.

РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ

ИЗМЕНЕНИЕ МОРФОЛОГИИ ГИДРИДНОЙ ФАЗЫ В ОБОЛОЧКАХ ТВЭЛОВ ПРИ ТЕРМИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЯХ, МОДЕЛИРУЮЩИХ РЕЖИМЫ СУХОГО ХРАНЕНИЯ ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1000

А.О. Мазаев, Г.П. Кобылянский

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

При длительном сухом хранении отработавших в реакторе ВВЭР-1000 ТВЭлов в результате термического воздействия при наличии механических напряжений могут развиваться процессы, приводящие к перераспределению водорода в оболочке из сплава Zr-1%Nb (сплав Э110). Превышение предела растворимости водорода в циркониевом сплаве, происходящее при его охлаждении, приводит к образованию гидридов циркония, морфология которых определяется содержанием водорода, температурными параметрами испытаний, напряжённым состоянием и микроструктурой (текстурой) оболочки ТВЭла [1]. Значительное количество гидридов в оболочке может приводить к её охрупчиванию из-за хрупкой природы гидридов. Радиальная ориентация гидридов в оболочке является неблагоприятной, поскольку она может способствовать появлению и росту трещин, например, по механизму замедленного гидридного растрескивания [2]. А из-за того, что плотность гидридной фазы существенно (на 17,2%) меньше плотности циркония [3], образование значительного количества гидридов может привести к изменениям размеров изделий.

Сложное радиационное, коррозионное, силовое и термическое воздействие на оболочку ТВЭла может в той или иной мере привести к труднопредсказуемому изменению размеров, количества и ориентации гидридов в оболочках. Представляет интерес экспериментально определить эти характеристики.

Для проведения экспериментов были выбраны ТВЭлы двух тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000: ТВС №1 с глубиной выгорания топлива ~20 МВт·сут/кгU (эксплуатация в течение одной годичной кампании) и ТВС №2, глубина выгорания в которой составила ~70 МВт·сут/кгU (эксплуатация в течение шести годичных кампаний). Оболочка ТВЭлов, выполненная из сплава Э110, в исходном (до облучения) состоянии имеет номинальные поперечные размеры: наружный диаметр 9,1 мм и толщину стенки 0,685 мм. В качестве топливного сердечника использовали таблетки диоксида урана диаметром 7,57 мм с центральным отверстием диаметром 1,4-1,5 мм. Исходное давление гелия внутри оболочки составляло $2,0 \pm 0,2$ МПа.

От каждой ТВС для исследований были отобраны по три ТВЭла: после термических испытаний в условиях, моделирующих режимы сухого хранения (стационарный режим и режим термоциклирования) – по одному ТВЭлу для каждого режима от обеихборок, и после эксплуатации (без термических испытаний) – по одному ТВЭлу-свидетелю от каждой сборки. Термические испытания в стационарном режиме проводили при температуре 380 °С в среде гелия в течение 468 сут. Испытания в режиме термоциклирования от комнатной температуры до 380 °С проводили также в гелиевой среде. Всего выполнено

48 термоциклов с временем выдержки при температуре 380 °С, изменяющимся от 1 до 10 сут., и общим временем испытаний 427 сут.

Объектами исследований являлись образцы, вырезанные из двух участков твэлов – из района газосборника и из области, соответствующей расположению средней части топливного сердечника.

Гидридную фазу, являющуюся элементом структуры оболочки, выявляли с помощью химического травления в реактиве состава: 40% HNO₃+20% H₂O+20% H₂SO₄+20% HF.

На рисунке приведены типичные изображения микроструктуры оболочек твэлов в поперечных сечениях в области газосборника, характеризующих изменение морфологии гидридной фазы, полученное в результате проведения термических испытаний.

В районе газосборника в оболочке твэла-свидетеля, отработавшем в реакторе ВВЭР-1000 в составе ТВС №1 в течение одной годичной кампании (среднее выгорание топлива ~20 МВт·сут/кгU) и не участвовавшем в термических испытаниях, гидридная фаза проявилась в виде точек, равномерно распределённых в поперечном сечении. Термические испытания, как в стационарном режиме, так и в режиме термоциклирования, привели к укрупнению гидридной фазы, изображения которой выглядят в виде коротких штрихов с преимущественной тангенциальной ориентацией. В оболочке твэла-свидетеля, отработавшем в реакторе ВВЭР-1000 в составе ТВС №2 в течение шести кампаний (среднее выгорание топлива 72 МВт·сут/кгU), размер гидридов, проявляемых в виде штрихов, больше, чем в оболочке твэла-свидетеля ТВС №1, отработавшей меньшее время в реакторе. Термоциклирование и испытание в стационарном режиме не привело к существенному изменению морфологии гидридной фазы в районе газосборника в твэлах ТВС №2.

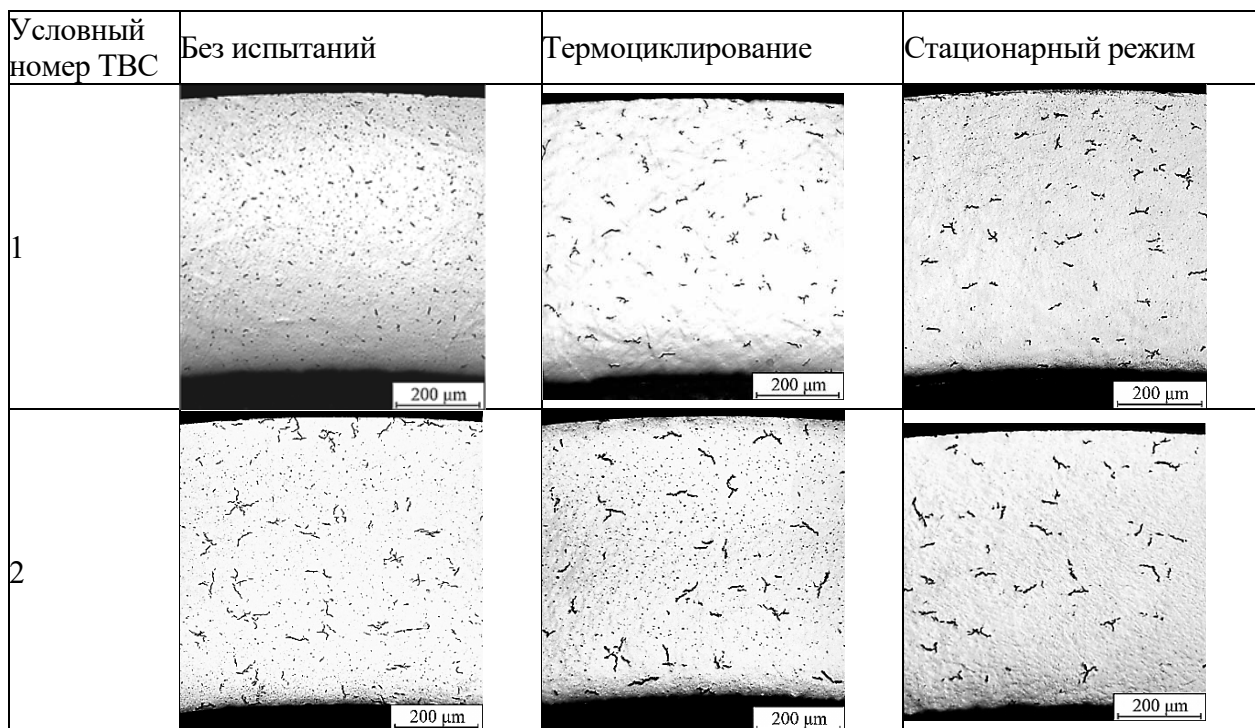


Рисунок - Типичная микроструктура поперечных сечений оболочек твэлов в районе газосборника

Результаты статистического анализа по определению удельной длины и ориентации гидридной фазы в поперечном сечении для ТВЭЛОВ с низким и высоким выгоранием топлива приведены в таблице. Удельная длина гидридов в исследованных сечениях не велика – не превышает $4,5 \cdot 10^{-3} \text{ мкм}^{-1}$ (таблица), что коррелирует с низким содержанием водорода в оболочке. Ориентация гидридов в поперечном сечении оболочек является в основном преимущественно тангенциальной, приближаясь к хаотичной (не превышает 63%). Доля гидридов с аксиальной ориентацией (в продольном сечении) не ниже 68%. Термические испытания не привели к существенному изменению ориентации гидридов.

Таблица – Удельная длина и ориентация гидридной фазы в поперечных сечениях оболочек ТВЭЛОВ

Режим испытаний	Условный номер ТВС	Удельная длина гидридов, 10^{-3} мкм^{-1}		Доля гидридов тангенциальной ориентации, %	
		Газосборник	Середина ТС	Газосборник	Середина ТС
Без испытаний	1	2,1±0,1	1,4±0,1	52	55
	2	3,5±0,2	4,4±0,1	59	52
Термоциклирование	1	3,1±0,1	2,2±0,1	61	54
	2	3,1±0,2	3,5±0,1	61	58
Стационарный	1	3,5±0,1	2,6±0,1	63	56
	2	4,1±0,2	3,3±0,1	59	58

Таким образом из-за слабого изменения морфологии гидридной фазы в оболочках ТВЭЛОВ при длительных термических испытаниях существенного снижения безопасности и надёжности сухого хранения топлива ВВЭР-1000 не ожидается.

Список использованных источников

1. Займовский, А.С. Циркониевые сплавы в атомной энергетике / А.С. Займовский, А.В. Никулина, Н.Г. Решетников // М.: Энергоиздат. - 1981.
2. Шмаков А.А., Калинин Б.А., Смирнов Е.А. Расчёт скорости гидридного растрескивания в облучённых ТВЭлах легководных реакторов. Атомная энергия. 2003, т.95, вып. 5, С. 363-367.
3. Carpenter, G.J.C. The dilatational misfit of zirconium hydrides precipitated in zirconium. J. of Nucl. Mater., 1973, V.48, p. 264-266.

ОСОБЕННОСТИ СОСТОЯНИЯ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С РАЗЛИЧНЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ ПЕРВИЧНОГО ДЕФЕКТА

А.А. Боков, В.А. Жителев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Как показали послереакторные исследования негерметичных твэлов, степень деградации функциональных свойств их топлива и оболочки зависит от следующих основных факторов [1]:

- местоположение первичного дефекта по длине твэла;
- размер сквозного дефекта;
- линейная мощность твэла;
- выгорание топлива.

С целью выявления особенностей состояния негерметичных твэлов в зависимости от характеристик первичного дефекта в данной работе было выполнено обобщение результатов послереакторных исследований трех негерметичных тепловыделяющих элементов (двух твэлов и твэга), имеющих различные параметры первичного дефекта.

Для анализа использованы результаты исследования твэла №249 ТВС-2 N390900407 и твэга №163 ТВС-2М N434409498, отработавших на 1-м и 4-м блоках Балаковской АЭС в течение одной топливной кампании [2], а также твэла №210 ТВС-2М N421807945, отработавшей на 1-м блоке Ростовской АЭС в течение двух топливных кампаний. Основные сведения об особенностях конструкции, параметрах эксплуатации и характеристика первичных дефектов негерметичных тепловыделяющих элементов приведены в таблице. Причиной разгерметизации этих трех ТВС послужило дебриз-повреждение оболочки твэлов посторонними предметами.

Таблица – Основные сведения по конструкции, параметрам эксплуатации и характеристика первичных дефектов

ТВС	Твэл № 249	Твэг № 163	Твэл № 210
	ТВС-2 N390900407	ТВС-2М N434409498	ТВС-2М N421807945
Параметры конструкции и эксплуатации			
Параметры оболочки, мм	9,1×7,73	9,1×7,73	9,1×7,73
Параметры таблетки, мм	7,57×1,5	7,6×1,2	7,6×1,2
Длина твэла/твэга, мм	3842	3988	3988
Выгорание, МВт·сут/кгU	18,3	15,9	41,7
*Средняя линейная мощность, Вт/см	198,9	153,4	152,2
*Максимальная линейная мощность, Вт/см	223,5	179,3	184,9
*Продолжительность эксплуатации, эфф.сут.	221	366	124
Характеристика первичного дефекта			
Местоположение первичного дефекта	под ДР1	под ДР12	под ДР1
Размер первичного дефекта (эквивалентный диаметр), мкм	350	2000	30

* – параметры в период работы твэлов после разгерметизации

Анализ результатов послереакторных исследований трех негерметичных тепловыделяющих элементов показал, что изменение структуры топлива и оболочки зависит от местоположения и размера первичного дефекта, а также линейной тепловой нагрузки, при которой эксплуатировался тепловыделяющий элемент. У твэлов №249 и №210 первичный дефект находится в нижней части твэла под ДР1 и отличается только размером. Состояние оболочек у них во многом аналогично. Наблюдается повышенное гидрирование по всей длине, образование массивных гидридов, охрупчивание и растрескивание оболочки в верхней части твэлов, образование на внутренней поверхности толстой оксидной пленки. Состояние топлива существенно отличается. Если в твэле №249 топливо в значительной степени реструктурировано (газовое распухание в центральной области таблеток, изменение размера зёрен, коагуляция молибдена в локальных зонах сердечника, окисление по наружной поверхности таблеток и краям трещин), то в твэле №210 значимого изменения структуры топлива не наблюдается. Это объясняется малой эффективностью выноса накапливаемого водорода через первичный дефект малого размера. В твэле с малым дефектом водород, образующийся при окислении оболочки, выносится в теплоноситель медленно и может в заметных количествах накапливаться в твэле. При высоком содержании водорода в пароводородной смеси топливо окисляется слабо и его состав остается близким к стехиометрическому [3]. По этой причине разгерметизация твэла №210 не привела к росту температуры и увеличению подвижности летучих продуктов деления в топливной матрице.

Твэг №163 имеет первичный дефект большого размера, расположенный в верхней части. Низкая линейная мощность твэга в течение большего времени его работы в негерметичном состоянии обеспечивала невысокую температуру топлива и выход радиоактивных продуктов деления в теплоноситель. Расположение дебриз-повреждения в верхней части твэга создавало условия для удаления из него основной части образующегося при окислении топлива и оболочки водорода, вследствие чего формирование массивных гидридов и вторичных сквозных дефектов в оболочке твэга не происходило.

Список литературы

1. Garzarolli F., Von Jan R., Stehle H. The main causes of fuel element failure in water-cooled power reactors // *Atomic energy review*, 1979. No17. V.1. P.31-127.
2. В.А. Жителев, А.В. Строжук, Е.А. Звир, И.Н. Волкова, А.С. Хренов. «Особенности состояния и кинетики выхода радиоактивных продуктов деления в теплоноситель из негерметичного тепловыделяющего элемента с уран-гадолиниевым топливом», Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2017. Вып. 3. С. 39–50.
3. Евдокимов И.А. Формирование вторичных дефектов в негерметичных твэлах ВВЭР: обоснование критериев по данным послереакторных исследований / И.А. Евдокимов, В.В. Лиханский, А.А. Сорокин, В.Д. Канюкова, Т.Н. Алиев, Е.А. Звир, В.А. Жителев, Г.П. Кобылянский, В.С. Поленок, В.В. Новиков // *Ядерная физика и инжиниринг*. – 2014. – Т.5. №6. – С. 476-488.

АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ, НАДЕЖНОСТИ И БЕЗОПАСНОСТИ МЕТОДОВ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ФОРМОИЗМЕНЕНИЯ ТЕПЛОЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА ВВЭР-1000 НА АЭС

А.В. Воронина

ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Безопасная и эффективная эксплуатация энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000 в значительной мере определяется геометрической стабильностью конструкции ТВС в течение всего срока их нахождения в активной зоне реактора. Измерение таких параметров облученной ТВС как величина прогиба, скручивание и длина является неотъемлемой частью послереакторных исследований, направленных на анализ конструктивно-технологических решений, определяющих работоспособность, поведение и изменение физических характеристик конструкционных материалов ТВС за время ее облучения в активной зоне реактора.

В ходе качественного анализа методов определения формоизменения была произведена оценка эксплуатационно-технических характеристик существующих систем инспекции ТВС, применительно к их использованию для инспекции ТВС ВВЭР-1000 на АЭС.

Предполагаемый к практической реализации метод должен учитывать одну из ключевых особенностей работы энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000 – жесткие требования, предъявляемые к длительности планово-предупредительного ремонта (ППР), во время которого возможны технологические операции с облученными ТВС.

Среди существующих на данный момент основных систем и методов определения изменения геометрических характеристик облученных ТВС применительно к ТВС ВВЭР-1000 выделяются следующие:

- контактный метод, реализованный в защитных камерах материаловедческой лаборатории в АО "ГНЦ НИИАР" [1];
- определение формоизменения чехла ТВС бесконтактным ультразвуковым методом в защитной камере (АО «ГНЦ НИИАР») [2];
- реализация контактного метода в конструкции стенда инспекции и ремонта ТВС для проекта АЭС – 2006, расположенного в бассейне выдержки (БВ) [3];
- измерительная система определения формоизменения ТВС реактора PWR (Китай) с практическим применением бесконтактного ультразвукового эхоимпульсного метода [4].

Сформулированы показатели, определяющие уровень эксплуатационно-технических характеристик систем, к которым относятся эффективность, надежность и безопасность.

Под надежностью системы в рамках данной работы понимается ее способность в течение длительного времени сохранять собственные эксплуатационные характеристики в заданных проектом пределах. Данный показатель оценивается

по таким характеристикам, как долговечность, работоспособность, ремонтпригодность и безотказность. Касательно устройства стенда инспекции, надежность будет определяться максимальным упрощением конструкции измерительного узла в плане наличия большего приоритета у статичных элементов перед движущимися, возможность оперативной замены вышедшего из строя элемента силами персонала самого стенда инспекции, без привлечения сторонних специалистов и возможные отказы измерительной аппаратуры.

Показатель эффективности включает в себя, кроме свойства системы определять геометрические параметры с достаточной точностью конечных результатов, обеспечение высокой пропускной способности стенда инспекции с целью наиболее оперативного обследования облученных ТВС без ущерба точности получаемых данных, минимальное задействование оборудования энергоблока (например, перегрузочной машины, полярного крана) в период проведения ППР. Стоит учесть тот факт, что эффективность эксплуатируемой системы в нашем случае будет зависеть от влияния ряда факторов – точности, быстродействию и метрологической погрешности метода.

Третьим основным показателем является безопасность. Она характеризуется свойством системы сохранять безопасное состояние в течение определенного времени или наработки т.е. определяется степенью возможного ущерба, который может быть причинен при эксплуатации данной системы, не превышающего определенного приемлемого для наших целей значения. Свойство безопасности закладывается в систему на этапе ее проектирования и раскрывается уже непосредственно во время начала практического применения. Для стенда инспекции понятие безопасности необходимо конкретизировать: это неповреждение элементов ТВС (оболочки твэлов, дистанционирующие решетки) при проведении измерений и влияние возможных последствий отказов измерительной аппаратуры на исследуемый объект.

Результаты проведенной аналитической работы по оценки соответствия указанных методов перечисленным выше показателям указаны в таблице 1.

Таблица 1. Соответствие современным требованиям рассмотренных установок определения формоизменения ТВС ВВЭР-1000 после облучения

Метод Показатель		Контактный	Бесконтактный
Эффективность	Производительность	+	++
	Методологическая погрешность	++	+
Надежность	Простота конструкции	●	++
	Минимум движущихся элементов	●	+
	Ремонтпригодность	+	+
	Безотказность	●	+
Безопасность	Неповреждение элементов ТВС	●	++
	Возможные последствия отказов	●	+

Обозначения: ++ - очень хорошо удовлетворяет требованиям; + - хорошо удовлетворяет требованиям; ● - посредственно удовлетворяет требованиям; — - плохо удовлетворяет требованиям.

На основании таблицы 1 можно сделать вывод о том, что бесконтактные методы в наибольшей степени отвечают требованиям надежности и безопасности. Несмотря на высокую точность, контактный метод связан с вероятностью повреждений либо сборки, либо самого датчика при контакте со сборкой и при самопроизвольном движении исполнительных механизмов.

Необходима комплексная модернизация существующих технологий послереакторных исследований облученных ТВС ВВЭР-1000, заключающаяся в усовершенствовании конструкции стенда инспекции. Минимизации числа движущихся элементов и применение датчиков, основанных на ультразвуковом эхо-импульсном методе, позволит значительно повысить уровень безопасности эксплуатации стенда инспекции и увеличить производительность измерительной установки. Независимость от ППР на реакторе, при условии минимального использования машины перегрузки и полярного крана, даст возможность практически непрерывной работы с облученными ТВС, не влияя на экономические и технологические аспекты эксплуатации энергоблока АЭС с ВВЭР-1000.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Цели, задачи и экспериментальные возможности / Отдел исследования ядерного топлива. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2002. – 38 с.
2. Поленок В.С., Павлов С.В., Ещеркин А.В. и др. Расчетно-экспериментальные исследования в обоснование использования чехловой грубы с толщиной стенки 1.5мм для АРК ВВЭР-440 // Сборник докладов VI Российской конференции по реакторному материаловедению, Димитровград, 11-15 сентября 2000 г. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001. – Т. 2. – С. 3-20.
3. Стенд инспекции и ремонта тепловыделяющих сборок для проекта АЭС – 2006 / Н.А. Иванов, И.А. Бромирский, Д.В. Суров, Л.А. Первушин, А.Н. Тишков, А.В. Семенцов, С.В. Павлов, С.В. Амосов // Тяжелое машиностроение. – 2017. – №4. – С. 25-28.
4. Yuanhuan, Nie Yong. Distortion Measurement for Fuel Assemblies with Ultrasonic Technique. Post-Irradiation Examination and In-Pile Measurement Techniques for Water Reactor Fuels. – Vienna: IAEA, 2009. IAEA-TECDOC-CD-1635.

ГИДРИРОВАНИЕ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА РЕАКТОРА ВВЭР-1000 НА НАЧАЛЬНОМ ЭТАПЕ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ

Л.В. Киреева, А.В. Горячев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В работе приведены результаты исследования оболочки штатного твэла ВВЭР-1000 (оболочка $\varnothing 9,1 \times 7,93$ мм, таблетка $\varnothing 7,8$ мм без центрального отверстия) с максимальным выгоранием топлива ~ 44 МВт·сут/кгU после эксперимента на скачок мощности в реакторе МИР. Твэл разгерметизировался по механизму коррозионного растрескивания под напряжением (рисунок 1). После разгерметизации твэл находился на мощности в течение ≤ 15 часов.

Особенностью проведённого эксперимента являлось то, что испытаниям подвергалась только нижняя часть твэла длиной 1000 мм. Верхняя часть находилась при постоянной температуре $\sim 300^{\circ}\text{C}$ без энерговыделения в топливе (рисунок 1).

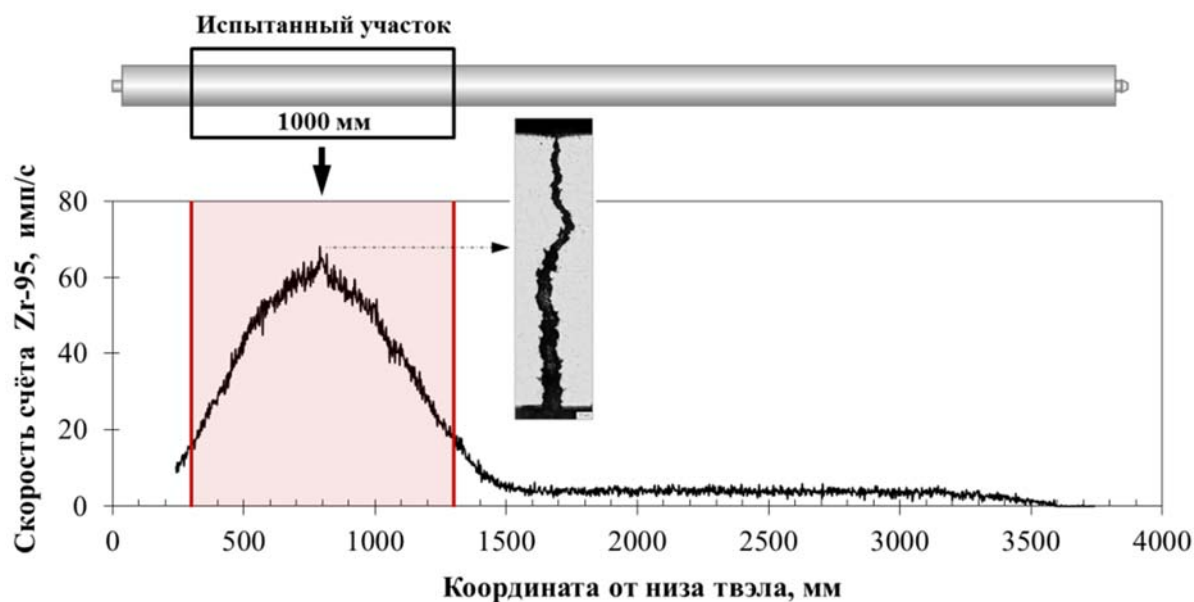


Рисунок 1 - Профиль энерговыделения на испытанном участке твэла в течение эксперимента; место и внешний вид трещины КРН

Ввиду малого времени облучения испытанного твэла в негерметичном состоянии главной задачей исследований было выявление процессов, происходящих на ранней стадии после разгерметизации оболочки, которые при исследовании твэлов, разгерметизированных при эксплуатации в энергетическом реакторе, обычно маскируются длительным облучением в негерметичном состоянии.

При контроле состояния оболочки методом вихретоковой дефектоскопии были зарегистрированы сигналы от дефектов на её внутренней поверхности, как на испытанном участке, так и вдали от первичного дефекта (рисунок 2).

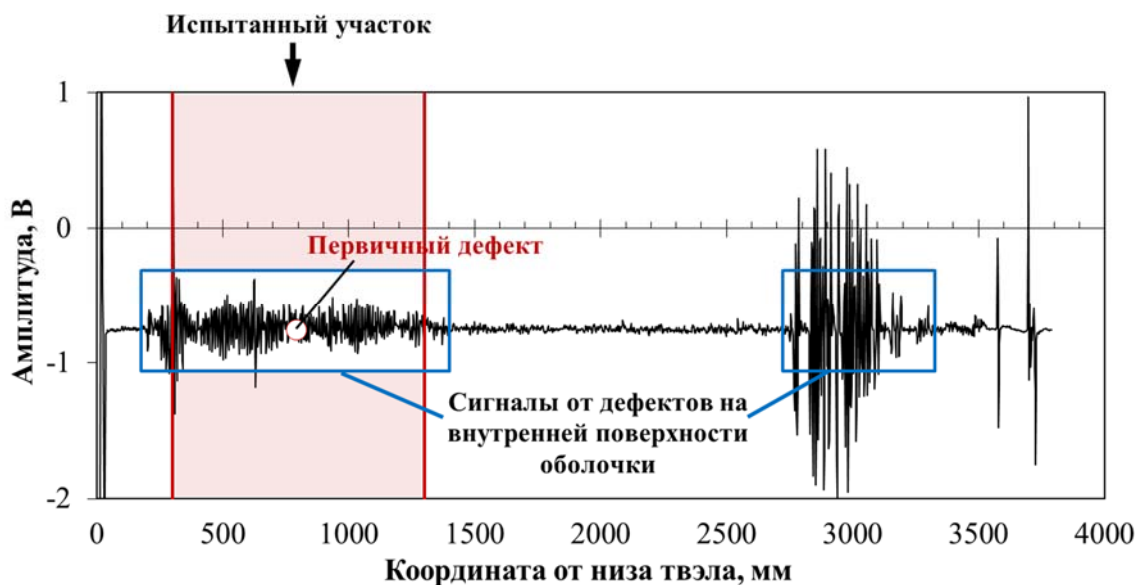


Рисунок 2 – Вихретоковая диаграмма твэла

Металлографическими исследованиями установлено, что сигналы от дефектов оболочки на вихретоковой диаграмме обусловлены образованием массивных гидридов. В верхней части твэла гидриды составляли ~30% объёма оболочки (рисунок 3). Массивные гидриды наблюдались только на участках контакта топливных таблеток с оболочкой через слой оксида, образовавшийся при базовом облучении вследствие восстановления оболочки топливом при их плотном контакте.

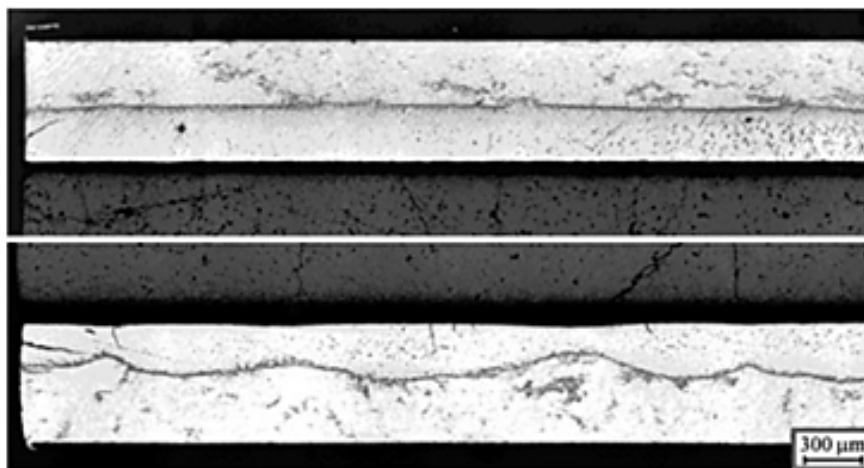


Рисунок 3 – Образование массивных гидридов в верхней части твэла

Гидрирование свободной от контакта с топливом внутренней поверхности оболочки на стыках топливных таблеток одинаково на всей длине топливного столба. Оно заключается в отсутствии или образовании небольших плотных гидридов, размер которых на этих участках практически одинаков независимо от значения линейной тепловой нагрузки или её отсутствия (рисунок 4).

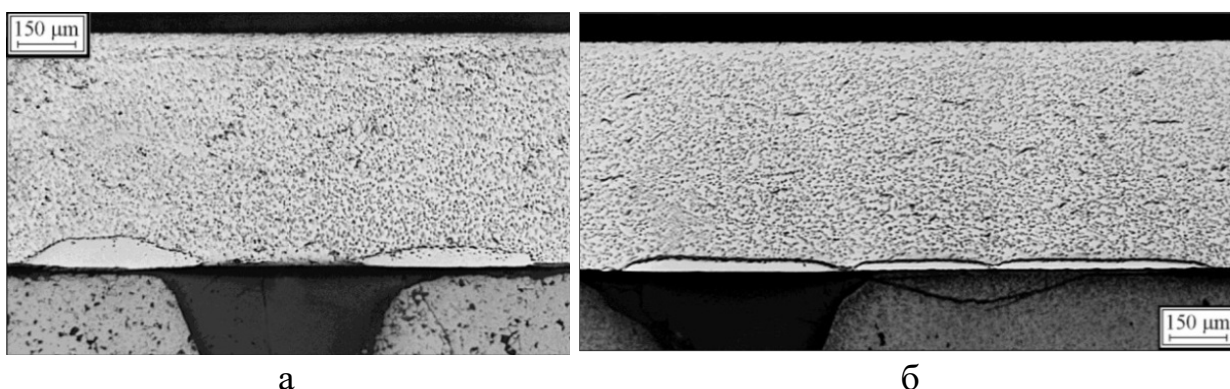


Рисунок 4 – Образование плотных гидридов: а – 300 мм; б – 1500 мм

Сделаны выводы о том, что в отсутствие зазора топливо-оболочка и центрального отверстия в топливе:

- зарождение и существенное развитие вторичного дефекта происходит в течение первых часов с момента разгерметизации. В его образовании участвует водород, образующийся при реакции пара с продуктами деления при малом вкладе в этот процесс окисления оболочки. Обычно наблюдаемое значительное окисление внутренней поверхности оболочки происходит при длительном облучении негерметичного твэла после образования вторичного дефекта.

- Образование массивных гидридов может происходить в отсутствие радиолиза среды внутри ТВЭЛА.
- Вследствие высокого гидравлического сопротивления топливного столба размер первичного дефекта не является критическим параметром для образования вторичного дефекта оболочки.

Гидрирование в области контактных витков пружинного фиксатора происходит медленнее, чем образование вторичного дефекта оболочки, и обусловлено механизмом диффузии водорода через контакт разнородных металлов в отличие от прямой реакции материала оболочки с водородом.

КОНТРОЛЬ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА БН-600 МЕТОДОМ ИЗМЕРЕНИЯ СКОРОСТИ СЧЁТА ГАММА-КВАНТОВ РАДИОАКТИВНОГО ПРОДУКТА ДЕЛЕНИЯ КРИПТОНА-85 В ГАЗОСБОРНИКЕ

Г.Д. Нуруллина, С.С. Сагалов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Инертные газы – продукты деления – оказывают существенное влияние на работоспособность ТВЭЛОВ реакторов на тепловых и быстрых нейтронах. Накопление их в матрице топлива приводит к набуханию топливного сердечника, а выход – к возникновению газового давления под оболочкой. Повышение концентрации газообразных продуктов деления (ГПД) указывает на наличие аномалий в режимах облучения и теплосъёма, а их отсутствие или аномально низкое содержание свидетельствуют о разгерметизации ТВЭЛОВ. Вследствие важности получаемой информации в процессе послереакторных исследований тепловыделяющих сборок (ТВС) проводится измерение количества газообразных продуктов деления под оболочкой ТВЭЛОВ.

Для этой цели используется разрушающий метод прокола оболочек с последующим манометрическим и масс-спектрометрическим анализом параметров вышедшего газа. Нарушение герметичности ТВЭЛОВ, а также высокая трудоёмкость – основные недостатки указанного метода. Поэтому при диагностике состояния большого количества ТВЭЛОВ из состава исследуемой ТВС в радиационно-защитных камерах применяется неразрушающий гамма-спектрометрический метод, основанный на измерении активности ^{85}Kr в газосборниках ТВЭЛОВ [1]. В данной работе представлены методика неразрушающего определения герметичности ТВЭЛОВ, а также полученные с её помощью результаты исследований штатных и экспериментальных ТВЭЛОВ реактора БН-600 с оксидным и нитридным топливом соответственно.

В состав оборудования для проведения исследований входили специализированный защитный контейнер и измерительная система. В контейнере, оснащённом коллимационной системой, располагался ТВЭЛ газосборником

напротив коллиматора. Измерительная система включала детектор из особо чистого германия и анализатор импульсов ORTEC DSPEC jr 2.0.

Анализ спектров гамма-излучения и вычисление площади пиков полного поглощения (ППП) ^{85}Kr были осложнены следующими факторами:

- малая удельная активность ^{85}Kr в твэле;
- наличие большого комптоновского фона под гамма-линией ^{85}Kr ;
- наложение фоновых гамма-линий на фотопик ^{85}Kr .

Гамма-линия ^{85}Kr имеет энергию 514 кэВ. Это привело к определённым трудностям при вычислении площади фотопика, поскольку на него накладываются гамма-линия аннигиляции пар (e^- , e^+), имеющая энергию 511 кэВ, и гамма-пик $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$ с энергией 511,8 кэВ. Для решения этой задачи был использован алгоритм обработки мультиплетов, учитывающий параметры указанных гамма-линий.

Анализ полученных экспериментальных данных по измерению ППП ^{85}Kr у исследованных твэлов показал хорошую корреляцию с результатами разрушающих исследований (масс-спектрометрия с проколом оболочки). На рисунке 1 в качестве примера представлены результаты исследований твэлов с нитридным топливом.

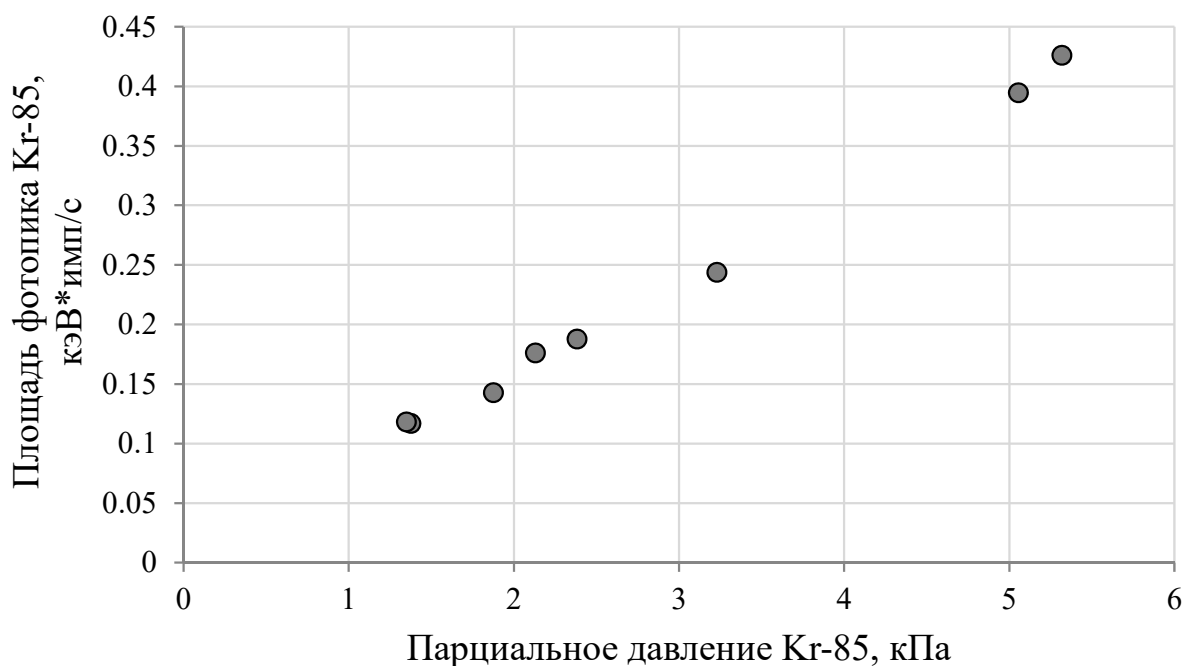


Рисунок 1 – Зависимость площади фотопика ^{85}Kr от давления газа под оболочкой для твэлов с нитридным топливом

Проведённые исследования показали, что газосборники экспериментальных твэлов с нитридным топливом содержат на порядок меньше ^{85}Kr , чем газосборники штатных твэлов с оксидным топливом [2]. Это приводит к существенному увеличению времени набора спектра газосборника (до 2–3 часов) и значительному снижению производительности контроля. Поэтому в перспективе следует рассмотреть применение способа охлаждения участка га-

зосборника твэла до криогенных температур с целью концентрации на нём ^{85}Kr и повышения скорости измерений [3].

Список используемой литературы

1. Павлов С.В., Сухих А.В., Сагалов С.С. Гамма-спектрометрия в реакторном материаловедении. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012.
2. Гринь П.И., Жителев В.А., Звир Е.А., Крюков Ф.Н., Строжук А.В. Результаты исследования комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки после эксплуатации в реакторе БН-600 // Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 г.) / под общей ред. д-ра техн. наук, проф. В.В. Калыгина. – Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016, с. 154–159.
3. Пат. 2410772 РФ, МПК⁶ G21C17/00. Способ определения целостности оболочек облучённых тепловыделяющих элементов / Павлов С.В., Сагалов С.С., Сухих А.В. // Бюл. № 3, 2011.

ОСОБЕННОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ КСЕНОНА В УРАН-ПЛУТОНИЕВОМ НИТРИДНОМ ТОПЛИВЕ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БН-600

Ильнур Ф. Гильмутдинов, О.Н. Никитин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Введение

В настоящее время уран-плутониевое нитридное топливо рассматривается в качестве перспективного для использования его в реакторах на быстрых нейтронах типа БРЕСТ и БН. Отличительной особенностью данного вида топлива по сравнению с оксидным топливом является его более высокая теплопроводность и большая плотность по делящимся компонентам. В процессе облучения любого ядерного топлива происходит его распухание, снижается начальная теплопроводность, возникает опасность коррозии оболочки со стороны топлива. Всё это является результатом накопления продуктов деления.

Основной вклад в распухание топлива и снижение теплопроводности как топлива, так и зазора топливо-оболочка вносят газоподобные продукты деления. Образование газообразных продуктов деления, среди которых главное значение имеет Хе из-за его большого выхода в результате деления актиноидов и трансмутационных ядерных реакций, может обуславливать: 1) образование внутризёрненной пористости; 2) образование межзёрненной пористости; 3) формирование открытой пористости и выход газообразных продуктов деления в свободный объём твэла.

В данной работе исследование микроструктуры топлива и распределения Хе в уран-плутониевом нитридном топливе проводились с помощью методов сканирующей электронной микроскопии (СЭМ) и рентгено-спектрального мик-

роанализа (РСМА) на шлифах поперечных сечений двух твэлов со смешанным уран-плутониевым топливом (твэл 99 и твэл 123), облученных в реакторе БН-600 до максимального выгорания 3,9 % т.а.

Методика исследований

Сканирующая электронная микроскопия использовалась для изучения микроструктуры нитридного топлива. Методом РСМА (с использованием спектрометра волновой дисперсии) исследовали радиальное распределение компонентов и продуктов деления топлива, получали карты распределения химических элементов в различных температурных зонах вдоль радиуса топливных таблеток (центр таблетки, середина радиуса и край таблетки), определяли массовую долю элементов в различных микроструктурных областях топлива.

Определение массовой доли неодима и ксенона осуществляли по интенсивности характеристических рентгеновских линий L_{α} . В качестве стандартного образца сравнения для Nd применяли NdF_3 (массовая доля неодима 71,68 %) из фирменного набора стандартных образцов для микроанализа. Основная сложность заключалась в определении содержания Хе в топливе, поскольку стандартных образцов для данного элемента не существует. При измерении содержания ксенона в твердом растворе матрицы топлива использовали в качестве эталона цезиевое стекло (массовая доля цезия 9,9 %) по аналогии со специально разработанной методикой [1]. При проведении измерений на образцах нитридного топлива выбирали микроучастки внутри зерен, свободные от видимых пор и микротрещин. Все измерения на образцах проводили при ускоряющем напряжении 30 кВ и силе тока электронного зонда 500 нА. При таких параметрах глубина зоны возбуждения характеристического рентгеновского излучения Хе в уран-плутониевом нитридном топливе в процессе анализа (X), рассчитанная по формуле Рида [2]

$$X = 0,064(E_0^{1,68} - E_{kp}^{1,68}) / \rho \quad (1),$$

где E_0 – энергия электронов зонда (кэВ), E_{kp} – критическая энергия возбуждения рентгеновской линии (кэВ), ρ – плотность материала образца ($г/см^3$), составляет около 1,5 мкм. Рассеяние первичного пучка электронов в поперечном направлении происходит примерно на такое же расстояние. Таким образом, при диаметре первичного пучка электронов 1 мкм объём анализируемой зоны в нитридном топливе составляет величину порядка 20 мкм³, и по такому объёму усредняется информация о равномерности распределения продуктов деления.

Карты распределения элементов размером 100x100 мкм содержат 128x128 точек анализа, время на сбор одной карты составляло 1 час. На картах светлым областям соответствует более высокое содержание химического элемента.

Результаты исследований

По результатам СЭМ выявлено: в микроструктуре топлива твэла 99 наряду с крупными порами технологического происхождения имеются цепочки сформировавшихся под облучением пор по границам зерен, наибольшее их количество образовалось в центре топливной таблетки, наименьшее – около оболочки твэла (рисунок 1).

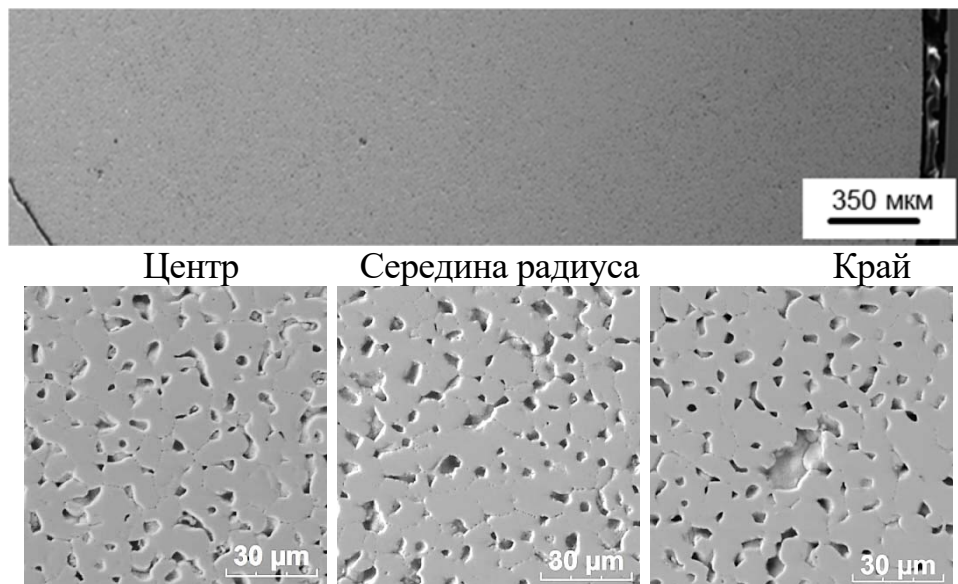


Рисунок 1. Изображения радиального маршрута образца твэла 99 и микроструктуры уран-плутониевого нитридного топлива в трех областях по радиусу таблетки во вторичных электронах

Микроструктура топлива образца твэла 123 отличается наличием большого количества пор внутри зерен (рисунок 2). Образование большого количества пор по границам зёрен привело в некоторых случаях к объединению их с технологическими порами в центре таблетки (рисунок 2).

Отмечена равномерность распределения делящихся компонентов топлива в обоих образцах во всех частях топливной таблетки. Распределение Nd и Хе в образце из твэла 99 также в основном равномерное, а в твэле 123 наблюдаются локальные повышения содержания Хе, связанные с его миграцией во внутризёрненную пористость.

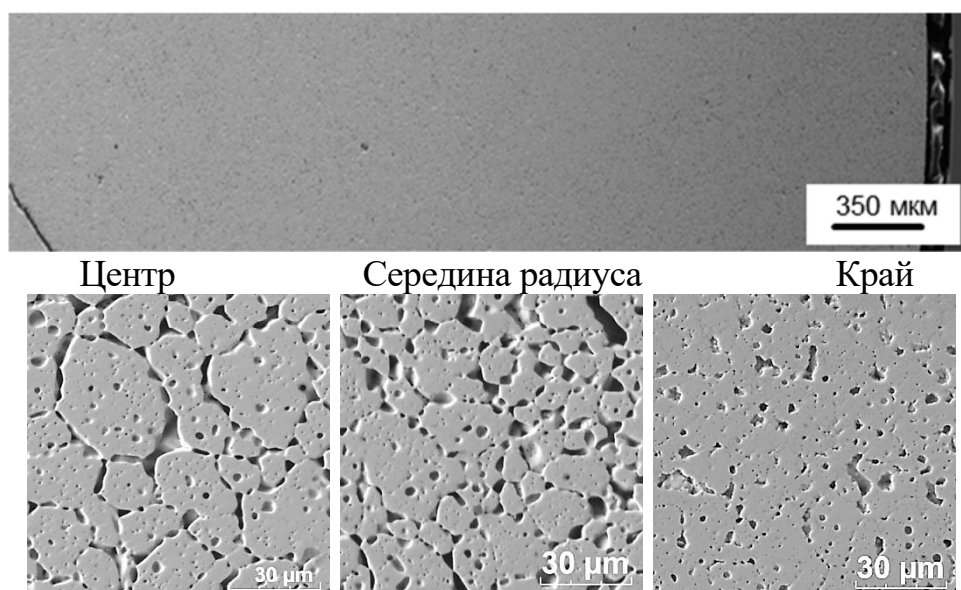


Рисунок 2. Изображения радиального маршрута образца твэла 123 и микроструктуры уран-плутониевого нитридного топлива в трех областях по радиусу таблетки во вторичных электронах

Измеренное содержание Хе в твердом растворе матрицы топлива в двух твэлах различается практически в 2 раза (точки с погрешностями на рисунке 3). Снижение содержания Хе в твэле 123 коррелирует с изменениями в структуре топлива (образование внутризёрненной и связанной пористости, см. рисунок 2). Из сравнения наработанного Хе (синие линии на графиках рисунок 3), рассчитанного по локальному измеренному содержанию Nd, с его измеренными значениями можно отметить значительный выход газа из матрицы нитридного топлива в образце из твэла 123.

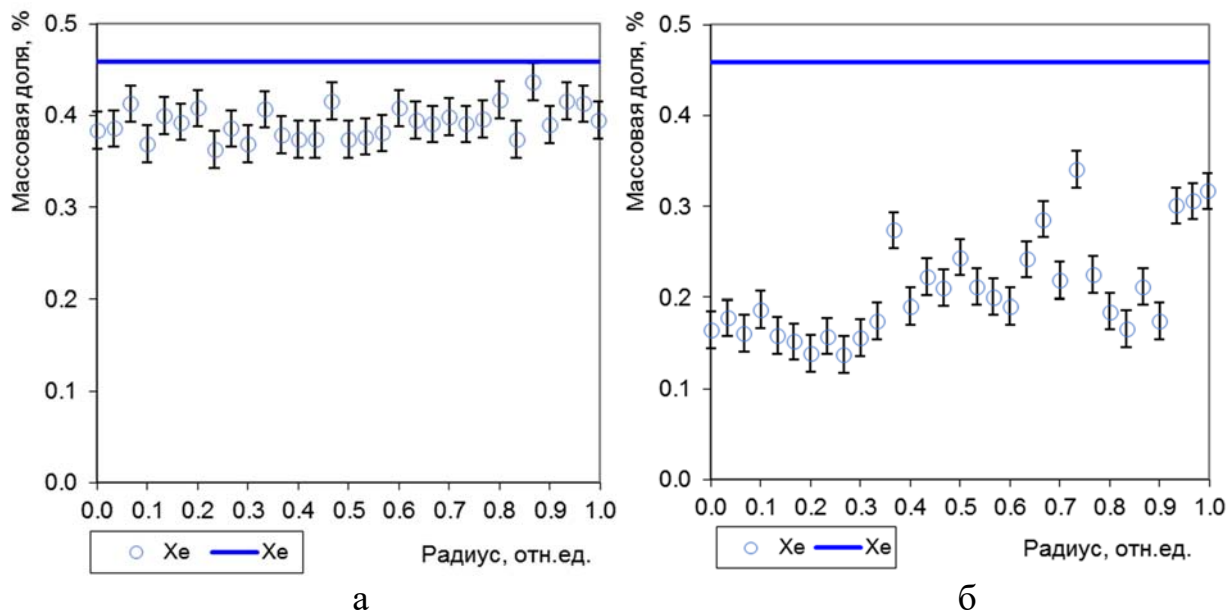


Рисунок 3. Количественное распределение Хе в образцах из твэлов 99 (а) и 123 (б)

Сравнение результатов исследования характера пористости, а также данных по распределению ксенона в топливе двух твэлов, позволяет сделать вывод о более высоком уровне температуры топлива в твэле № 123 по сравнению с твэлом № 99.

Список источников

1. Крюков Ф.Н., Никитин О.Н. «Метод количественного электронно-зондового микроанализа ксенона в облученном топливе ядерных реакторов». Тезисы доклада на XII Российском симпозиуме по растровой электронной микроскопии и аналитическим методам исследования твердых тел, Черногоровка, 2001 г.
2. Рид С. Электронно-зондовый микроанализ. – М.: Мир, 1979. – 424 с.

ПРИМЕНЕНИЕ УТОЧНЁННОЙ МОДЕЛИ РАСПУХАНИЯ СТАЛИ X18H10T ДЛЯ АНАЛИЗА РАСПУХАНИЯ ЭКРАННОЙ СБОРКИ РЕАКТОРА БОР-60, ОБЛУЧЁННОЙ ДО МАКСИМАЛЬНОЙ ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ 81 СМЕЩЕНИЕ НА АТОМ

Д.А. Соколовский¹, В.С. Неустроев^{1,2}

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Радиационное распухание конструкционных материалов компонентов активной зоны реакторов является одним из основных факторов, влияющих на физические свойства материала и размеры этих элементов. В настоящее время для описания распухания материалов, в частности сталей, при высоких температурах и флюенсах применяют зависимости распухания от этих параметров $S(D, T)$ [1, 2]. Большинство формул были выведены относительно давно и на основе небольшого количества надёжных экспериментальных данных по распуханию образцов, облученных при высоких температурах. Таким образом, целью работы является уточнение основной формулы распухания стали X18H10T [1], используемой для продления срока службы элементов изготовленных из этой стали, на основе новых экспериментальных данных по распуханию материала облучательных устройств (ОУ) реактора БОР-60 и проверка уточненной формулы для расчета распухания экранной сборки реактора БОР-60 со сложной температурной историей.

Основная эмпирическая формула для расчета распухания стали X18H10T, используемая в расчетах при продлении срока службы внутрикорпусных устройств реакторов [1]:

$$S(\%) = C \cdot D^{1,88} \cdot \exp(-1,8525 \cdot 10^{-4}(T - 470)^2), \quad (1)$$

где S – распухание, %; $C = 1,035 \cdot 10^{-2}$ – постоянный коэффициент, D – повреждающая доза, сна; T – температура облучения, °С.

Для уточнения формулы были использованы данные по измерению размеров элементов двух ОУ, облученных в реакторе БОР-60 при поддерживаемых постоянных температурах для каждого устройства (484°С и 570°С соответственно) [3]. Исследуемым элементом ампул являлась трубка с исходным диаметром 14 мм, для которой на основе измерения изменения диаметра были рассчитаны значения распухания (рисунок 1).

На рисунке изображены три кривые: 1 – расчетная кривая по формуле (1) для постоянной температуры 470°С, 2 и 3 кривые с коэффициентами, выведенными аппроксимацией экспериментальных данных по распуханию, для своих постоянных температур. После поправки коэффициентов на температуру 470°С, которая используется в формуле (1), они будут равны соответственно $0,56 \cdot 10^{-2}$ и $0,63 \cdot 10^{-2}$.

Вследствие более высоких значений прироста диаметра трубки (кривая 2 на рисунке) и большей однородности температуры по ее длине, формула для ОУ №1 с коэффициентом $C = 5,6 \cdot 10^{-3}$ позволяет оценивать распухание с меньшей погрешностью.

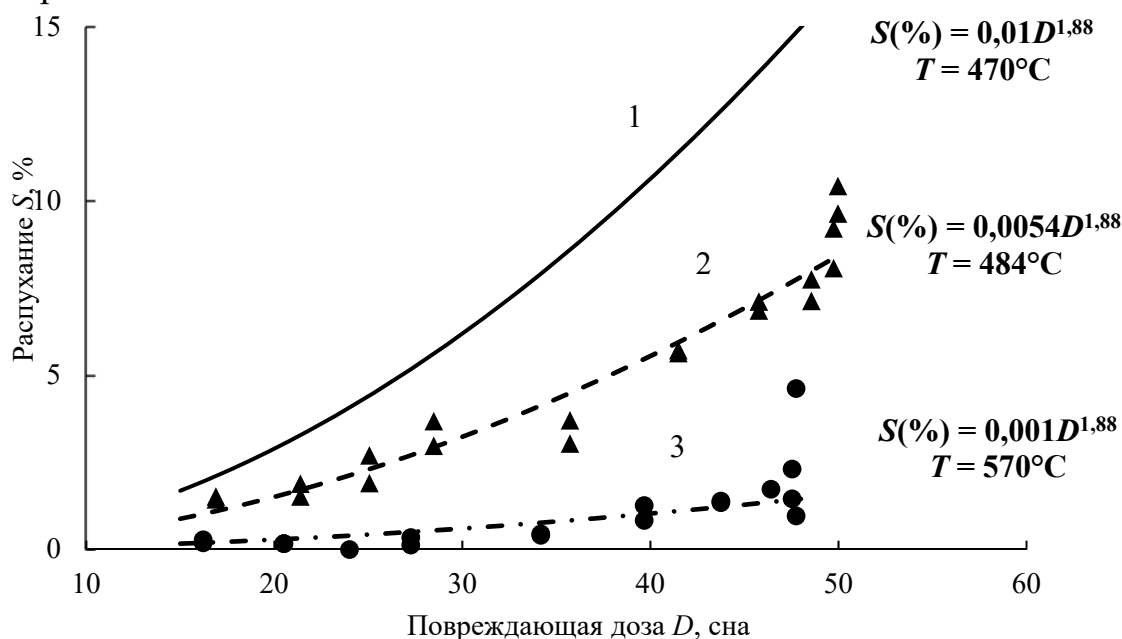


Рисунок 1 – Величина распухания, рассчитанная по изменению диаметра трубы (1 – расчетная кривая по формуле (2), ▲ – ОУ №1, ● – ОУ №2)

Для проверки уточненной формулы использовали данные по расчету распухания шестигранного чехла экранной сборки БОР-60 из стали X18H10T со сложной температурной историей [3]. В разные периоды времени сборка на отдельных гранях имела разные максимальные температуры T_{\max} от 344°C до 447°C.

Результаты расчета распухания граней чехла сборки по исходной формуле (1) для разных условий представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Значение распухания граней шестигранного чехла сборки Э-169 для верха активной зоны по формуле (1) с разными температурными условиями и коэффициентами «С»

Условия расчета распухания по формуле (1)	Значение распухания граней сборки Э-169 для верха активной зоны, %					
	К-1	К-2	Е-03	Д-38	Д-40	Е-08
$C = 0,01035$	5,41	5,58	10,5	24,8	25,8	8,89
$C = 0,0056$, исходные T_{\max}	2,93	3,02	5,68	13,44	13,98	4,81
$C = 0,0056$, $0,9T_{\max}$ для граней Д-38 и Д-40 в период времени 17,5-25,6 лет	2,93	3,02	5,68	6,01	5,21	4,81
Экспериментальные значения [4]	4,6-6,5%					

Из таблицы видно, что результаты с исходным коэффициентом C дают завышенные значения распухания. Расчет по уточненной формуле дает значения, приближенные к экспериментальным, кроме граней Д-38 и Д-40, для которых температуры могли быть завышены. Уменьшение температур этих граней

на 10% позволяет получить совпадающие с экспериментальными значения расширения граней.

Таким образом, во-первых, уточнен коэффициент $C = 0,56 \cdot 10^{-2}$, в формуле расширения для стали X18H10T для высоких температур облучения (выше 480°C), на основе новых полученных результатов по измерению диаметра облученных элементов облучательных устройств реактора БОР-60; во-вторых, формула (1) с коэффициентом $C = 0,56 \cdot 10^{-2}$, с предположениями о снижении максимальных температур на двух гранях экранной сборки на 10%, позволила получить результаты, совпадающие с экспериментальными значениями по расширению для экранной сборки, а также проводить оценку расширения других элементов реактора для продления их срока службы.

Список литературы

1. Васина Н.К., Марголин Б.З., Гуленко А.Г., Курсевич И.П. Радиационное расширение аустенитных сталей: влияние различных факторов. Обработка экспериментальных данных и формулировка определяющих уравнений // Вопросы материаловедения. – 2006. – №4(48). – С. 69-89.
2. Garner, F.A. Irradiation Performance of Cladding and Structural Steels in Liquid Metal Reactors // Materials Science and Technology: A Comprehensive Treatment / VCH Publishers, 1994. Volume 10A. P. 419-543.
3. Неустроев В.С., Соколовский Д.А., Белозеров С.В., Жемков И.Ю., Макаров Е.И., Набойщиков Ю.В., Погляд Н.С., Широкова Н.И. Уточнение модели расширения стали X18H10T и анализ результатов расширения экранной сборки реактора БОР-60. Сборник ДИТИ НИЯУ МИФИ, №3, 2018. Димитровград.
4. Неустроев В.С., Голованов В.Н., Шамардин В.К. и др. Радиационные явления в стали X18H10T, облученной в различных реакторах при условиях близких к условиям эксплуатации ВКУ ВВЭР. В кн.: Шестая Российская конференция по реакторному материаловедению. Сборник докладов. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2001. Т.3. Ч.1. С. 3-23.

РЕГУЛИРОВАНИЕ ПАРАМЕТРОВ СВАРКИ ПРИ ПОВЫШЕННОМ ДАВЛЕНИИ ЗАЩИТНЫХ ГАЗОВ

А.В. Каплин, Е.М. Табакин, С.А. Андреев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Дуговая сварка неплавящимся электродом в среде повышенного давления инертных газов применяется для герметизации изделий, внутри которых в процессе эксплуатации требуется наличие нормального или избыточного давления газа при его высокой концентрации, как правило, гелия. Это необходимо для различных целей: в ампулах-накопителях радиоизотопной продукции и тепловыделяющих элементах гелий в основном необходим для защиты содержимого от окисления в результате его разогрева в реакторе и увеличения теплоотвода

от активного вещества. Так же наличие внутри изделий гелия позволяет с высокой точностью определять их герметичность. Давление в таких изделиях обычно не превышает 3 МПа. В некоторых изделиях, таких как материаловедческие образцы, для испытания конструкционных материалов на радиационно-термическую ползучесть существует необходимость создания гораздо большего давления (до 15 МПа). Как правило, эти изделия представляют собой малогабаритные герметичные тонкостенные ампулы с заглушками по торцам (рис. 1).

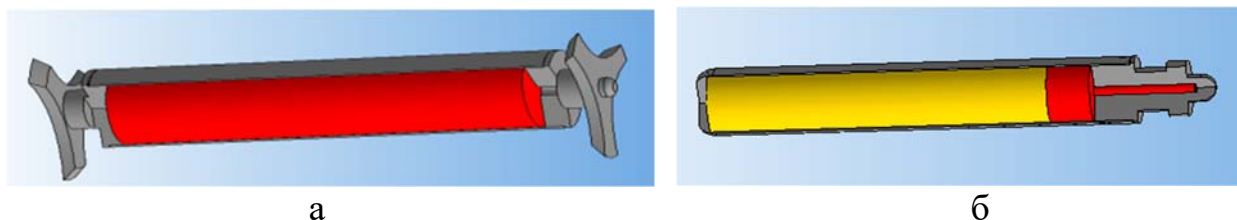


Рис.1. Конструкция изделий: а - образец для испытания; б - ампула-накопитель

Для того чтобы создать давление внутри изделия, сварка производится в специальной камере, куда закачивается гелий требуемого давления и концентрации. Таким образом, после сварки давление в изделии фиксируется.

Однако дуговая сварка при повышенном давлении существенно отличается от сварки в нормальных условиях. С повышением давления меняются физические и технологические характеристики сварочной дуги, что приводит к повышению вероятности образования дефектов.

Цель работы – повышение стабильности качества сварных соединений при герметизации малогабаритных изделий при повышенном до 15 МПа давлении защитных газов путем изучения технологических параметров дуги при таком давлении и создания технологии сварки.

На качество сварных соединений в основном влияет эффективная тепловая мощность сварочной дуги, определяемая выражением: $Q_{эф} = \eta UI$, где η - эффективный КПД нагрева дугой; U - напряжение на дуге; I - сила тока.

В свою очередь на напряжение при сварке влияют длина дуги и свойства газа. Известно, что повышенное давление оказывает сильное влияние на эти параметры. При одинаковых параметрах сварки давление газа оказывает существенное влияние на проплавление и, следовательно, качество сварных соединений (рис. 2).

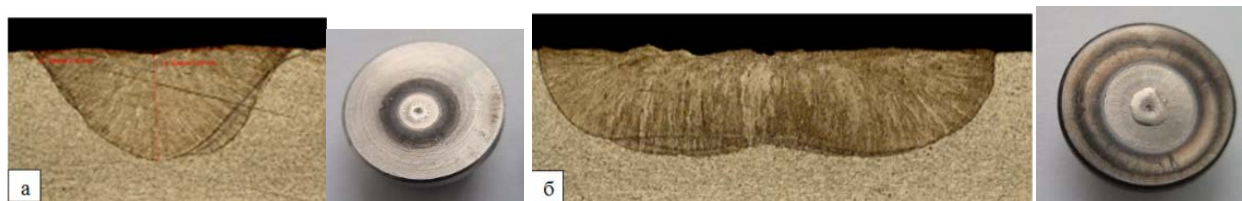


Рис. 2. Результаты металлографических исследований и внешний вид сварки в гелии на постоянных параметрах $I_{св}=40A$, $t_{св}=1с$, $L_{д}=1мм$, при давлениях: а - 0,1 МПа, б - 15 МПа

Для того чтобы адекватно регулировать тепловую мощность дуги проводились исследования вольт-амперной характеристики (ВАХ) дуги в гелии (рис. 3)

и аргоне до 15 МПа, при длинах дуги 1...3мм, в наиболее практикуемом диапазоне токов 10...70А.

Исследования ВАХ показали, что давление газа является важным технологическим параметром при сварке. С повышением давления значительно возрастает напряжение и характер наклона ВАХ. Так же отмечается сильная зависимость напряжения от длины дуги. Напряжения в гелии с ростом давления почти в 2 раза больше чем в аргоне.

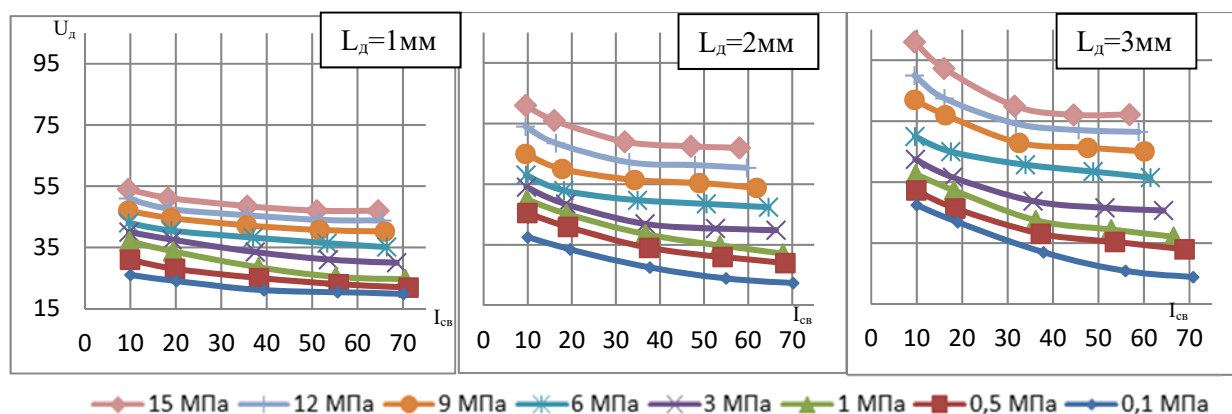


Рис.3. Зависимость ВАХ дуги от давления гелия при длине дуги L=1..3мм

На основании результатов эксперимента получены эмпирические зависимости ВАХ от давления, позволяющие производить расчеты мощности дуги. Так в гелии при длине дуги L=1мм: $U_d = 1.34P - 0.13I_y + 34.8$; $I_{cb} = I_y - (0.007I_y - 0.03)P$, где P - давление, МПа; I_y - сила тока при атмосферном давлении; U_d , I_{cb} - реальное значение напряжения и силы тока при определенном давлении.

Наряду с током и напряжением для тепловых расчетов важным параметром является эффективный КПД дуги. Для оценки эффективности дуги под давлением были проведены две серии экспериментов (рис. 4). В первом случае, при одинаковых параметрах сварки мощность дуги повышалась давлением. Во втором случае при атмосферном давлении мощность на такую же величину повышалась силой тока. В обоих случаях оценивалось проплавление металлографическим способом.

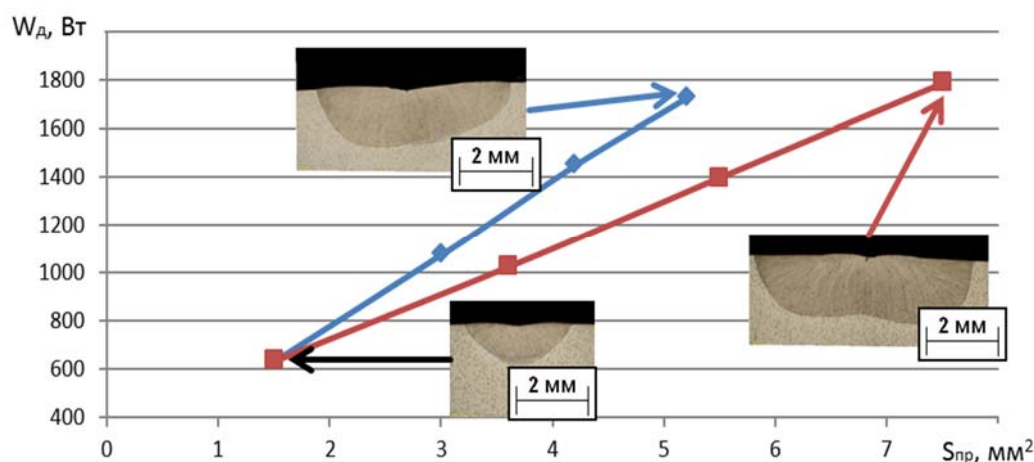


Рис.4. Влияние мощности дуги на проплавление металла в гелии при регулировании током ($L_d=1\text{мм}$; $t_{cb}=1\text{с}$; $P=0,1\text{ МПа}$; $I_{cb}=40\text{...}120\text{А}$ - ■) и давлением ($L_d=1\text{мм}$; $I_{cb}=40\text{А}$; $t_{cb}=1\text{с}$; $P=0,1\text{...}15\text{ МПа}$ - ◆)

Эксперимент показал, что эффективная мощность дуги с ростом давления падает и это необходимо учитывать в тепловых расчетах. На основании эксперимента была определена зависимость КПД дуги от давления: $\eta = \eta_0(1 - 0,02P)$, где η_0 – КПД при нормальных условиях ($P = 0,1$ МПа), P – давление гелия, МПа.

Увеличивающиеся потери при сварке под давлением подтверждаются теоретическими и экспериментальными данными. Измерение мощности излучения показали, что при давлении 15 МПа она увеличивается в 6 раз. Потери на конвекцию при таком давлении увеличиваются на 25%.

Внедрение результатов исследования технологических параметров сварочной дуги при повышенном давлении газов позволило повысить стабильность получения качественных сварных соединений изделий активных зон ядерных реакторов, что напрямую влияет на их работоспособность и безопасность эксплуатации.

СТРУКТУРНЫЕ ИЗМЕНЕНИЯ В СТАЛИ X18H10T В РЕЗУЛЬТАТЕ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Д.Е. Маркелов, В.С. Неустроев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Аустенитная сталь с основой X18H10T - материал из которого изготовлена большая часть внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР. Для обеспечения надёжной работы и для обоснования продления назначенного срока службы несменяемых внутрикорпусных устройств и конструкций реактора используются данные, полученные из специальных экспериментов по облучению образцов и данные из исследований реальных изделий и конструкций, эксплуатировавшихся в реакторе на быстрых нейтронах длительное время. Такой выбор объектов для исследований связан с тем, что только в реакторах на быстрых нейтронах набираются нужные (высокие) повреждающие дозы, необходимые для обоснования срока службы ВКУ реакторов ВВЭР. Высокие повреждающие дозы на образцах можно набрать в экспериментах, проводимых в активной зоне реактора, например, БОР-60 с высокими скоростями набора дозы, либо при облучении в экране (отражателе) реактора с низкими скоростями, но за гораздо более длительное время. Так как проводить эксперимент в экране реактора БОР-60 длительное время достаточно сложно, то выходом из этой ситуации может стать исследование экранных сборок, изготовленных из стали с основой X18H10T, длительное время эксплуатировавшихся в экране реактора.

В связи с этим, интересным является исследование и сравнение микроструктуры образцов стали с основой X18H10T, облучённых до различных повреждающих доз в реакторе БОР-60 при низких температурах [1-3]. В работе представлены новые экспериментальные результаты по микроструктуре, фазовому составу и физико-механическим свойствам стали.

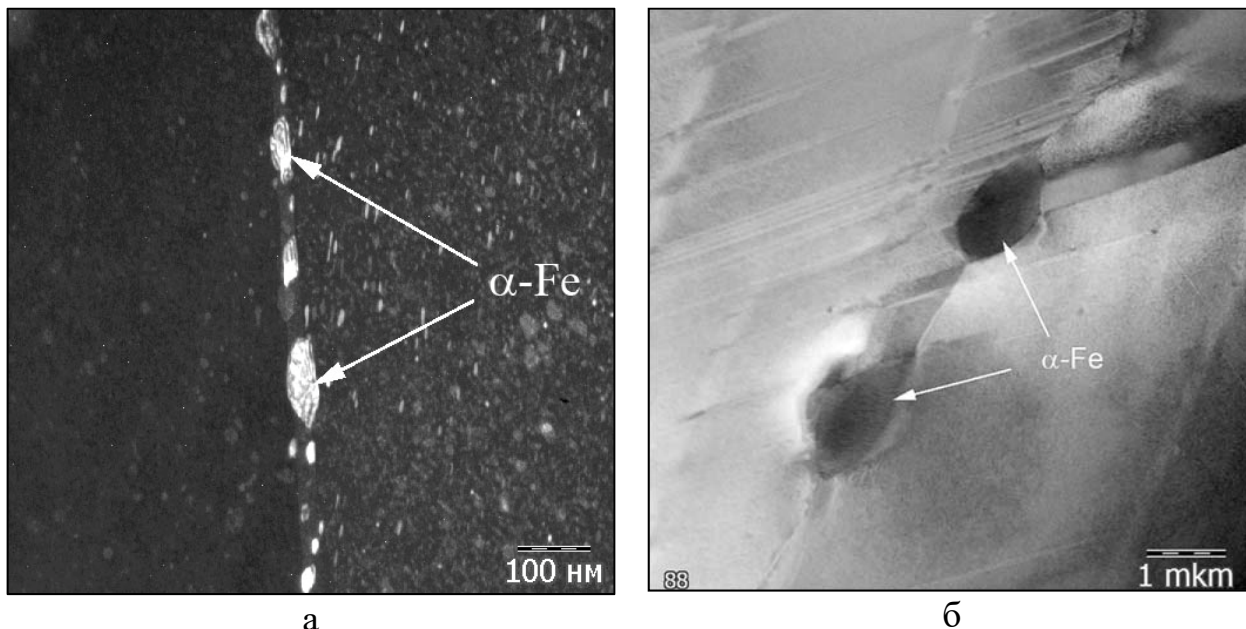


Рисунок 1 – Альфа-фаза на границе зёрен в образцах из стали с основой X18H10T после облучения в реакторе БОР-60: (а) – изображение альфа-фазы в тёмном поле в образце, облучённом до повреждающей дозы 35 сна, (б) – изображение альфа-фазы в светлом поле в образце, облучённом до повреждающей дозы 95 сна

При ТЭМ-исследовании микроструктуры образцов было обнаружено три типа радиационно-индуцированных (частицы G-фазы и альфа-железа), и радиационно-стимулированных фаз (карбонитриды титана, фосфиды), которые образовались в материале в результате процессов перераспределения легирующих элементов под облучением (радиационно-индуцированных сегрегаций). Наибольшее внимание уделялось изучению образования и развитию частиц альфа-железа (феррита) в стали X18H10T, облучённой до высоких повреждающих доз в реакторе БОР-60.

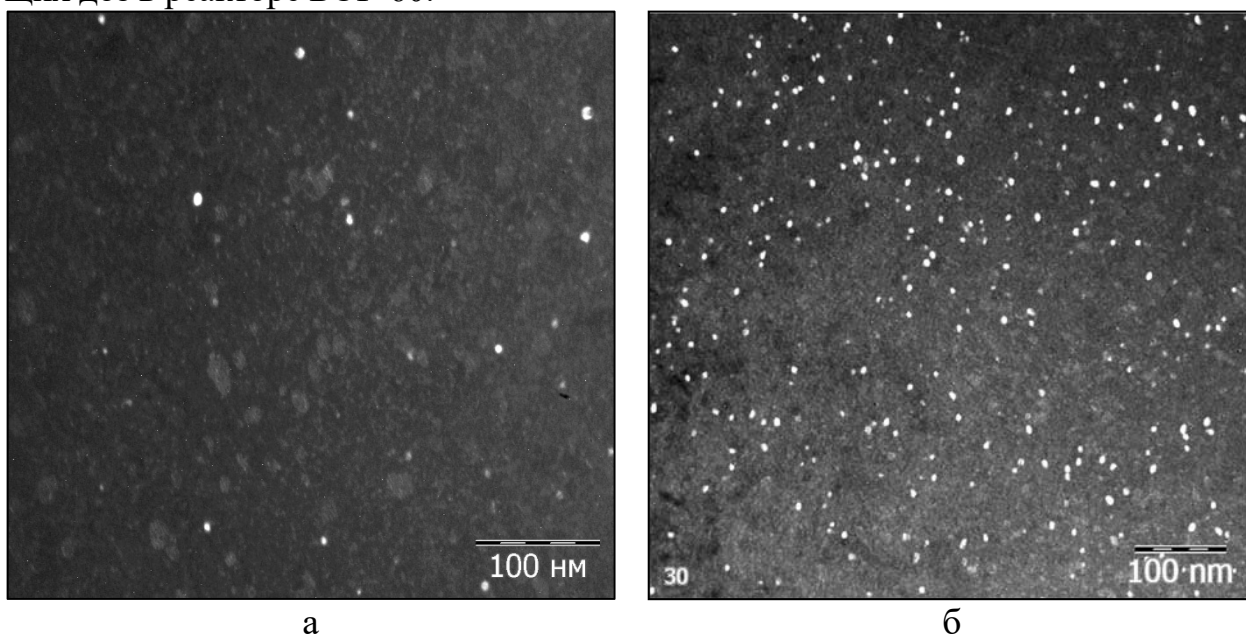


Рисунок 2 – Темнопольные снимки частиц мелкодисперсной G-фазы в матрице образцов из стали с основой X18H10T после нейтронного облучения в реакторе БОР-60 до повреждающей дозы 36 сна (а) и 125 сна (б)

Выводы:

Полученные данные можно использовать для обоснования критерия гамма-альфа перехода в материалах ВКУ реакторов ВВЭР при длительной эксплуатации до высоких повреждающих доз. Эти данные будут также использованы для пополнения базы данных по радиационной стойкости стали X18H10T, необходимой для обоснования продления срока службы внутрикорпусных устройств реактора БОР-60 и энергетических реакторов типа ВВЭР.

Библиографический список

1. Маркелов Д.Е., Обухов А.В., Макаров Е.И., Неустроев В.С. Структурные изменения в стали X18H10T после облучения в реакторе БОР-60 с различной скоростью набора повреждающей дозы // Сборник тезисов докладов Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения». УДК 621.039 (063). ГРНТИ 58.01.13. ISBN 978-5-94831-144-9. – АО «ГНЦ НИИАР», 5-7 апреля, 2016г. С.66-69;
2. Маркелов Д.Е., Обухов А.В., Макаров Е.И., Неустроев В.С., Закономерности и особенности появления альфа фазы в стали с основой X18H10T при облучении до дозы 150 сна в реакторе БОР-60 // XXII Международный Уральский семинар «Радиационная физика металлов и сплавов»: сборник тезисов докладов. – Кыштым, 2017. – С. 11;
3. Неустроев В.С., Белозеров С.В., Жемков И.Ю., Макаров Е.И., Маркелов Д.Е. Закономерности и взаимосвязи радиационных явлений в аустенитных сталях, облучённых до высоких повреждающих доз // Сборник материалов 13 Международной школы-конференции «Новые материалы – Жизненный цикл материалов: старение и деградация материалов в процессе эксплуатации ЯЭУ» – НИЯУ МИФИ, 17-21 октября, 2016 г. С. 41-42.

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКАЯ СБОРКА РЕАКТОРА БН-800

Д.М. Максимцев, М.А. Губырин, А.И. Староверов, А.В. Саляев

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Незаменимое оборудование реактора БН-800, изготовленное из сталей типа X18H9 и X16H11M3, работающее в условиях повышенных температур и нейтронного облучения, а также под действием статической и циклической нагрузок будет накапливать повреждения, негативно влияющие на физико-механические свойства металла.

В соответствии с требованиями НП-084-15, механические свойства стали, используемые в расчетах оборудования на прочность, должны быть подкреплены результатами периодических разрушающих испытаний образцов-свидетелей. Периодические испытания облученных образцов позволяют получить экспериментальные данные по влиянию нейтронного облучения высокой интенсивности и теплового старения на изменение физико-механических свойств металла,

а также прогнозировать его дальнейшую деградацию в процессе эксплуатации реактора.

Одной из наиболее ответственных единиц оборудования, определяющей положение сборок в активной зоне и ограничивающей срок службы реактора, является нейтронный отражатель. Как показывает анализ условий нагружения отражателя, наряду с неравномерным температурным воздействием $\sim 355-460$ °С, за назначенный срок службы он накапливает значительную повреждающую дозу, соответствующую флюенсу $\sim 7,5 \cdot 10^{26}$ м⁻² ($E > 0,1$ МэВ).

В настоящее время в ОКБМ планируются работы, связанные с разработкой материаловедческих сборок с образцами-свидетелями металла обечайки отражателя и его сварного шва. В качестве материала для изготовления образцов предполагается использовать фрагменты конструкционного металла в виде листового проката толщиной 50 мм стали 08X16H11M3, сохранившиеся на «ЗиО Подольск» после изготовления отражателя.

Такие материаловедческие сборки предполагается устанавливать в активную зону реактора вместо штатных сборок стальной защиты и облучать в условиях эксплуатации нейтронного отражателя. Количество сборок и места их установки в активной зоне определяется совместно с Белоярской АЭС и ЦНИИ КМ «Прометей».

Внутри материаловедческих сборок располагаются утяжелители и контейнеры с необходимой номенклатурой и количеством образцов. Контейнеры в сборке разнесены по высоте, что обеспечивает необходимый температурный и радиационный режим их облучения. Номенклатура образцов-свидетелей, количество и условия их установки, а также сроки их извлечения определяются совместно с ЦНИИ КМ «Прометей».

Полученные экспериментальные данные испытаний позволят оценить консервативность прогнозов изменения механических свойств стали нейтронного отражателя и будут использоваться при обосновании работоспособности и безопасности реакторной установки как в период назначенного срока эксплуатации, так и при возможном его продлении свыше 45 лет.

ТВЭЛ С ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИЕЙ НА ОСНОВЕ ИНТЕРМЕТАЛЛИДА УРАНА В СИЛУМИНЕ ДЛЯ МОДЕРНИЗИРОВАННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СМ

Илгиз Ф. Гильмутдинов, В.Ю. Шишин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В реакторе СМ реализована экспериментальная проверка опытных дисперсионных твэлов крестообразного профиля трёх вариантов исполнения. Работа проведена по программе модернизации активной зоны реактора СМ с целью расширения его экспериментальных возможностей для высокодозного облучения материалов атомной техники и повышения производительности наработки

изотопной продукции. Важная часть этой модернизации связана с созданием нового тепловыделяющего элемента с меньшим поглощением нейтронов по сравнению со штатным твэлом реактора СМ. Использование таких твэлов направлено на решение основных задач модернизации: повышение плотности потока нейтронов, увеличение запаса реактивности реактора, снижение потребления топлива.

Ранее были проведены 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. Результаты исследований выявили некоторые особенности твэлов этого конструктивного исполнения, ограничивающие их ресурс, и предполагаемые позитивные возможности твэлов второго и третьего вариантов исполнения [1].

Испытания и исследования твэлов второго исполнения – с вытеснителем в сердечнике и такой же, как и в твэлах первого исполнения, топливной композицией – показали их очевидные преимущества в поведении под облучением перед твэлами первого варианта. Это выражается в отсутствии перегрева, существенно меньшем распухании и взаимодействии компонентов топливного сердечника и, как следствие, меньшем формоизменении твэлов [2].

В настоящей работе представлены результаты реакторных испытаний и послереакторных материаловедческих исследований твэлов третьего варианта исполнения – с монолитным (сплошным) сердечником на основе крупки интерметаллида урана в матрице из силумина.

Реакторные испытания опытных твэлов проведены в составе специального облучательного устройства в сравнимых условиях, соответствующих предполагаемому для модернизированной активной зоны реактора [3].

В ходе материаловедческих исследований твэлов с интерметаллидом урана проведены визуальный осмотр, гамма-сканирование, измерение объемов и других геометрических размеров, исследования структуры топливных композиций.

По результатам визуального осмотра твэлов после облучения не выявлено нарушений их целостности, изменений формы, искривлений, вмятин, изгибов, повреждений поверхности. Состояние оболочки вполне удовлетворительное. В твэлах с наибольшим выгоранием, а также энерговыделением зафиксировано заметное увеличение размеров по впадинам. У этих же твэлов отмечено наибольшее увеличение объема.

По результатам гамма-сканирования в наиболее выгоревших твэлах с интерметаллидом урана (испытанных при плотности теплового потока $7,3 \text{ МВт/м}^2$), распределение всех радионуклидов имеет неравномерный характер.

Для исследований структуры были отобраны один твэл-свидетель и три облученных твэла: с максимальным, средним и минимальным выгоранием топлива. Результаты исследований показали следующее. В твэлах с интерметаллидом урана с условиями испытаний не выше средних дисперсионная структура и строение топливного сердечника после облучения сохранились в удовлетворительном состоянии. Объемная доля матрицы уменьшилась из-за взаимодействия топливных частиц с силумином и частицами разбавителя, доля топливной фазы соответственно увеличилась, и произошло слияние соседних частиц.

Интенсивность указанных процессов определялась условиями облучения. Распухание частиц за счёт газообразных продуктов деления не обнаружено, что типично для такой композиции при работе в допустимых для неё условиях. В твэлах с высокими параметрами испытаний дисперсионная структура присутствует только в вершинах лопастей; в центральной области сердечника не обнаружена. Материал представляет собой конгломераты, образовавшиеся по типу спекания фрагментов.

Установлено, что опытные дисперсионные твэлы с топливной композицией на основе крупки интерметаллида урана со сплошным сердечником (твэлы третьего исполнения), испытанные в реакторе СМ, показали удовлетворительную радиационную стойкость при плотности теплового потока до $6,7 \text{ МВт/м}^2$ и выгорании топлива до 57,4 %.

Полученные результаты материаловедческих исследований позволят выбрать наиболее оптимальное конструктивное исполнение твэлов для решения основных задач модернизации реактора СМ.

Список литературы

1. Гильмутдинов И.Ф., Шишин В.Ю., Старков В.А., Федосеев В.Е. и др. Исследование опытных дисперсионных твэлов с матрицей на основе алюминия для высокопоточных исследовательских реакторов // Атомная энергия, 2015. Т.118, № 2. С. 80–84.
2. Кулаков Г.В., Морозов А.В., Козлов А.В., Коновалов Ю.В., Гильмутдинов И.Ф., Шишин В.Ю. и др. Твэл с малопоглощающими нейтроны материалами для модернизированного реактора СМ. Результаты послереакторных исследований // «Вопросы атомной науки и техники», серия: материаловедение и новые материалы, 2017. Вып. 3 (90). С. 109–116.
3. Клинов А.В., Калинина Н.К., Пименов В.В. и др. Испытания экспериментальных ТВС с малым вредным поглощением нейтронов в реакторе СМ. – Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2013, №2, с.114–122.

ОЦЕНКА ШЛАКОВАНИЯ РЕАКТОРА ВВЭР ПРИ ПЕРЕХОДЕ ОТ ТРАДИЦИОННОГО КЕРАМИЧЕСКОГО ТОПЛИВА К ДИСПЕРСИОННОМУ ЯДЕРНОМУ ТОПЛИВУ С ИНТЕРМЕТАЛЛИДНОЙ МАТРИЦЕЙ НА ОСНОВЕ СИСТЕМЫ «ЦИРКОНИЙ — АЛЮМИНИЙ»

Н. Пименов, С.С. Чурсин, А.А. Пермикин

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск

В современной атомной энергетике традиционно используется керамическое ядерное топливо, которое обладает существенным недостатком: низким коэффициентом теплопроводности. В связи с этим актуальным направлением работы является разработка нового вида ядерного топлива, которое лишено

данного недостатка при сохранении надежности и безопасности эксплуатации ядерной установки на заданном уровне.

Дисперсионным ядерным топливом (ДЯТ) называется топливная композиция, содержащая две и более фазы, из которых одна фаза – ядерное горючее, а вторая представляет собой неактивную матрицу, обеспечивающую интенсивный теплоотвод. Процессы деления в ДЯТ и сопутствующие им повреждения сосредоточены в областях, занятых топливной фазой, в то время как матрица должна оставаться неповрежденной. [1]

Преимуществом топлива данного вида является высокая радиационная стойкость и высокие коэффициенты теплопроводности. В качестве элементов матрицы могут быть использованы металлы, их сплавы и интерметаллидные соединения. ДЯТ сочетает в себе прочность керамического топлива и пластичность матрицы и позволяет реализовать идею создания ядерного топлива с заданными выгодными теплофизическими и нейтронно-физическими свойствами. [2]

На данный момент при проектировании ядерного реактора одним из первых этапов является создание компьютерной модели. Для проведения нейтронно-физического расчета ядерного реактора ВВЭР-1000 использовался программный комплекс МСУ5. В качестве материала топлива приняты топливные композиции на базе керамического ядерного топлива (UO_2) и композиции, составляющие комбинацию из диоксида урана и алюминидов циркония ($ZrAl$, $ZrAl_2$, Zr_2Al_3) в различном соотношении.

В работе проведен оценочный нейтронно-физический расчет активной зоны реактора ВВЭР-1000 при варьировании схем загрузок на базе традиционного керамического топлива и ДЯТ с интерметаллидной матрицей. Определены параметры, позволяющие оценить экономическую целесообразность использования нового вида топлива в водо-водяных ядерных энергетических установках, такие как длина кампании и величина шлакования ядерного реактора. Проведен сравнительный анализ накопления шлаков в реакторе ВВЭР при использовании традиционного керамического топлива из двуоксида урана и ДЯТ с интерметаллидной матрицей на основе соединений Zr и Al.

Шлакованием ядерного реактора называется процесс накопления стабильных и долгоживущих изотопов – продуктов деления ядер топлива. Поглощающая способность шлаков после останова ядерного реактора практически не изменяется, и потеря запаса реактивности не восстанавливается.

В связи с определяющим влиянием сечения поглощения на кинетику шлакования все шлаки разделяют на три группы в зависимости от величины сечения поглощения:

- сильно поглощающие шлаки, сечение поглощения которых во много раз больше сечения поглощения U^{235} ;
- шлаки, сечение поглощения которых приблизительно равно сечению поглощения U^{235} ;
- слабо поглощающие шлаки, сечение поглощения которых во много раз меньше сечения поглощения U^{235} .

В качестве наиболее перспективной топливной композиции с точки зрения нейтронно-физических характеристик выбрана композиция на основе интерметаллидного соединения $ZrAl$ с диспергированным диоксидом урана.

Динамика изменения концентрации ядер шлаков первой и второй группы в процессе эксплуатации ядерного топлива изображена на рисунках 1-2.

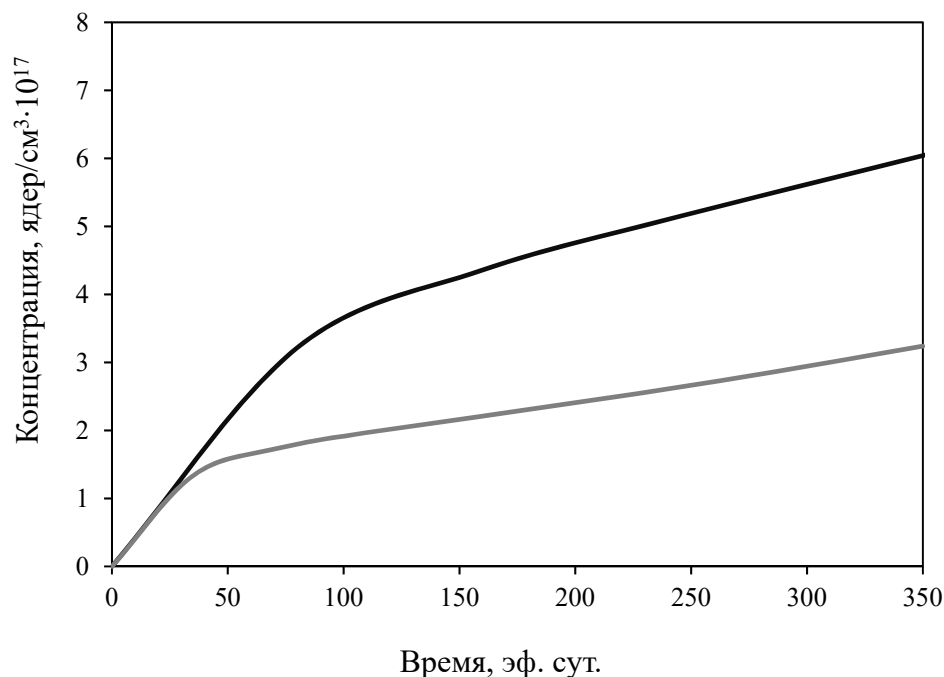


Рисунок 1 – Динамика накопления шлаков первой группы в процессе эксплуатации ядерного топлива: – UO₂; – UO₂+ZrAl

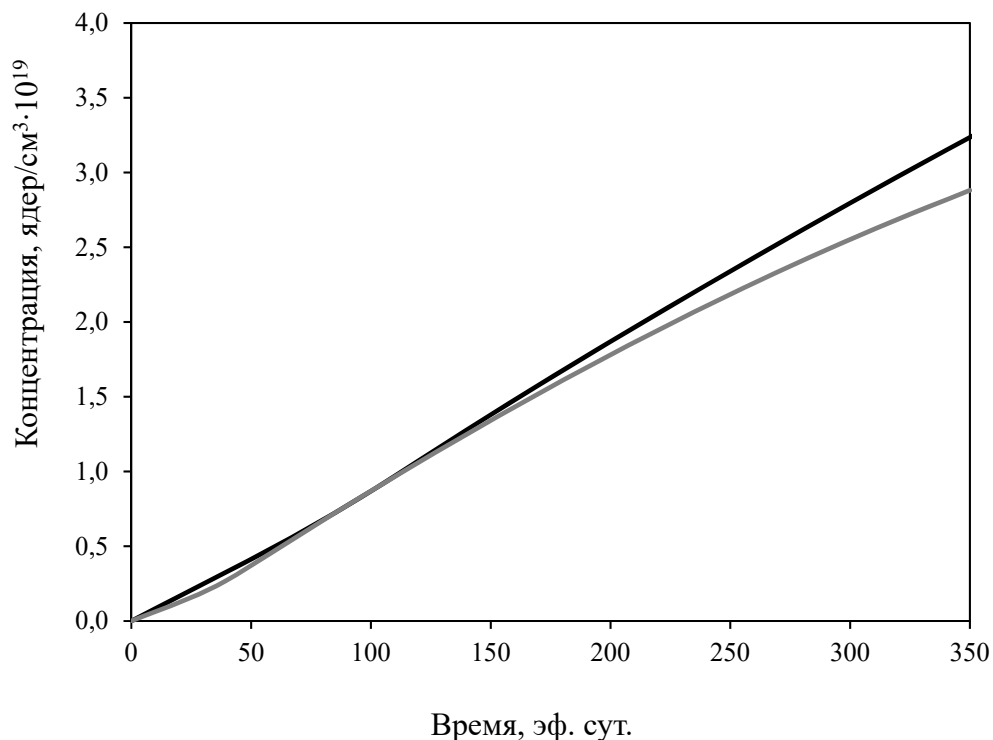


Рисунок 2 – Динамика накопления шлаков второй группы в процессе эксплуатации ядерного топлива: – UO₂; – UO₂+ZrAl

В результате расчета определено, что динамика накопления шлаков третьей группы в процессе эксплуатации керамического и дисперсионного топлива практически одинакова.

Проанализировав полученные данные, можно сделать вывод о том, что в процессе эксплуатации ДЯТ с интерметаллидной матрицей на основе соединения ZrAl наблюдается слабое зашлаковывание реактора ВВЭР-1000 по сравнению с традиционным керамическим топливом из двуокиси урана.

Представленные зависимости показывают экономическую целесообразность применения ДЯТ с интерметаллидной матрицей на основе соединения ZrAl в водо-водяных ядерных энергетических установках.

Список использованных источников и литературы

1. Топливные материалы в ядерной энергетике / В.И. Бойко, Г.Н. Колпаков, О.В. Селиваникова. – Томск: Издательство ТПУ, 2008. – 186 с.
2. Долматов О. Ю., Колядко Д. К., Чурсин С. С. Получение интерметаллидных соединений для матричных материалов дисперсионного ядерного топлива методом СВС // Высокие технологии в современной науке и технике (ВТСНТ-2017): сборник научных трудов VI Международной научно-технической конференции молодых ученых, аспирантов и студентов, г. Томск, 27–29 ноября 2017 г. – Томск, 2017. – 2017. – С. 53-54.

ПРОГНОЗ ОСТАТОЧНОЙ АКТИВНОСТИ ИНТЕРМЕТАЛЛИДНОГО МАТРИЧНОГО МАТЕРИАЛА НА ОСНОВЕ СИСТЕМЫ «ЦИРКОНИЙ — АЛЮМИНИЙ» ДЛЯ ДИСПЕРСИОННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

А.А. Пермикин, М.М. Балачков

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск

На сегодняшний день, в реакторных установках, как правило, используется керамическое топливо. Однако, данный вид топлива обладает существенным недостатком – низким коэффициентом теплопроводности, что приводит к возникновению высоких градиентов температуры. Разработка топливных композиций нового поколения позволяет избежать данной проблемы.

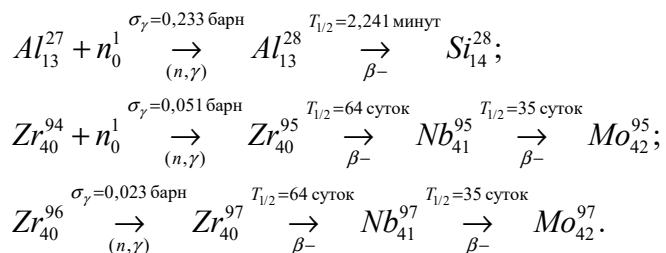
Одним из наиболее перспективных направлений в данной области является работа по получению дисперсионное ядерное топливо (ДЯТ). ДЯТ представляет собой неактивную матрицу с диспергированными в нее топливными частицами. В случае использования интерметаллидов в качестве матрицы можно достигнуть коэффициента теплопроводности значительно выше, чем для керамического топлива.

В рамках данной работы осуществлялся расчет накопления активности интерметаллидной матрицы на основе Zr и Al при облучении образца в исследовательском ядерном реакторе. Элементный состав матрицы учитывался исходя из паспортных данных порошков образовавших шихту. Состав алюминиевой пудры ПАП-2 и порошка циркония ПЦРК-1 приведены в таблице 1. Изотопный состав определялся исходя из природных содержаний.

Таблица 1 – Элементный состав порошков шихты

ПАП-2	Доля в порошке, %	Доля в порошке, %
Fe	0,5	0,25
Si	0,4	0,2
Cu	0,05	0,025
Mn	0,01	0,005
Al	99,04	49,52
ЩЦрК-1	-	-
Fe	0,05	0,025
H	0,15	0,075
C	0,0005	0,025
Cl	0,003	0,0015
Ca	0,05	0,025
Zr	99,69	49,85

При расчетах учитывались (n,γ) реакции и β-распады изотопов, в результате чего в задаче рассматривалось порядка 100 цепочек, таких как:



Расчет осуществлялся при помощи математического пакета Wolfram Mathematica. График накопления активности образца в процессе облучения представлен на рисунке 1

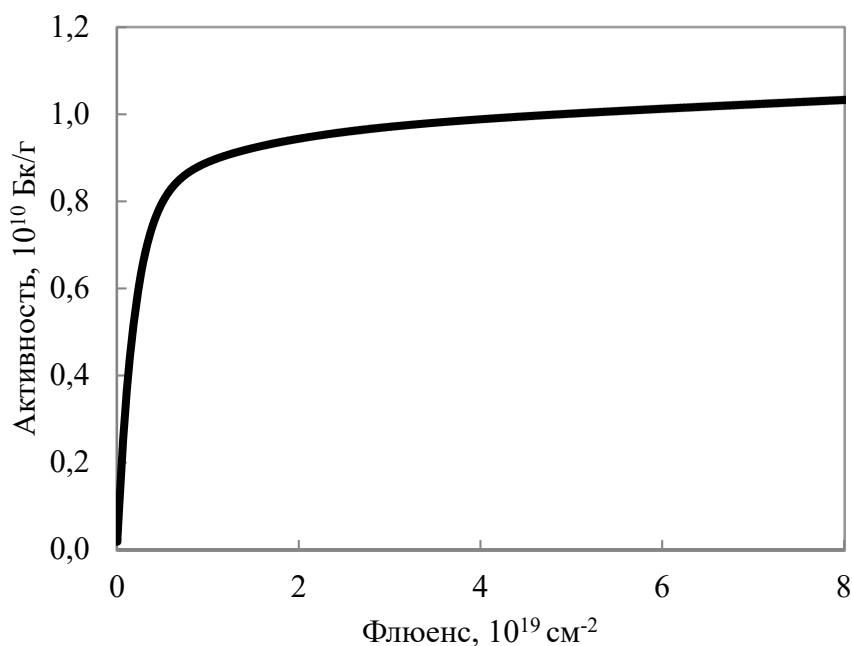


Рисунок 1 – Накопление активности образца в процессе облучения

Из графика видно, что при достижении флюенса нейтронов порядка 10^{20} см⁻² активность выходит на стационарный уровень 10^{10} Бк.

Детальный анализ показал, что основной вклад в остаточную активность матрицы после вывода её из реактора в долгоиграющих масштабах вносят два изотопа – Zr^{95} и Nb^{95} . Динамика спада активности для данных изотопов приведена на рисунках 2 и 3.

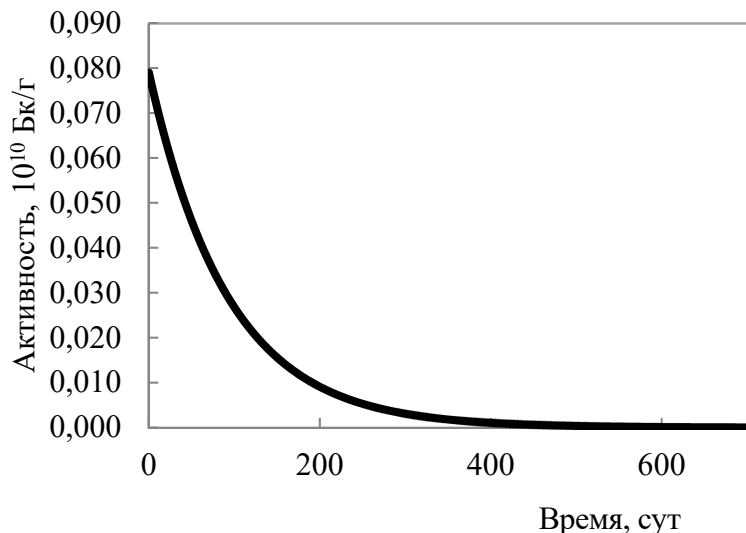


Рисунок 2 – Динамика активности Zr^{95} после окончания облучения

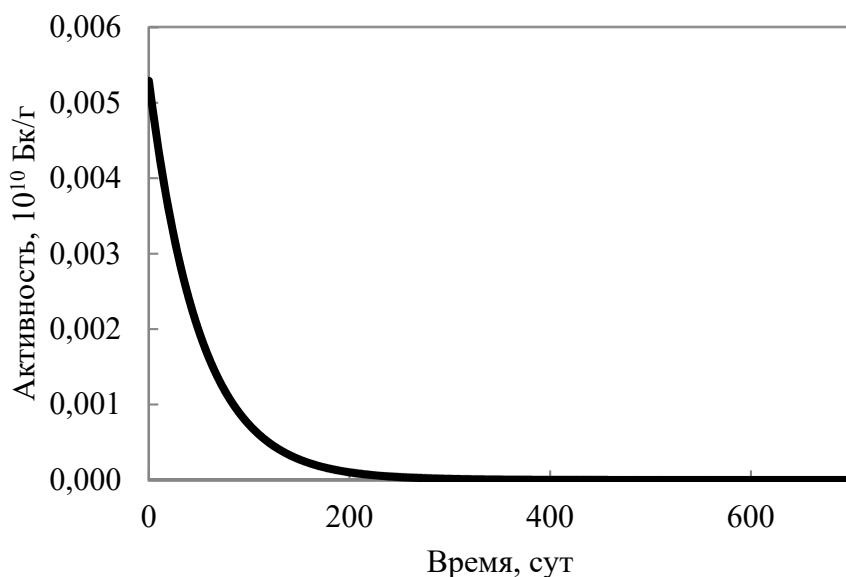


Рисунок 3 – Динамика активности Nb^{95} после окончания облучения

В работе определена динамика накопления порядка 100 изотопов при активации тепловыми нейтронами в ядерном реакторе матричного материала на основе алюминидов циркония, из них 21 нуклид радиоактивный. Радиоактивные изотопы можно подразделить на 3 группы: короткоживущие, среднеживущие и долгоживущие низкоактивные нуклиды. Выявлено, что остаточная активность матрицы определяется двумя среднеживущими изотопами: Zr^{95} и Nb^{95} , периоды полураспада которых составляют 64 и 35 суток соответственно.

Список литературы

1. С.Л. Dunford et al., ENDF Utility Codes, BNL, NNDC, 2005.

ЗАКОНОМЕРНОСТИ РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ СТАЛИ X18H10T, ПОЛУЧЕННЫЕ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГАЗОНАПОЛНЕННЫХ ОБРАЗЦОВ, ОБЛУЧЕННЫХ В РЕАКТОРЕ БОР-60

Е.И. Макаров, В.С. Неустроев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Конструкционные материалы ядерных реакторов эксплуатируются в достаточно напряженных условиях, что способствует заметному ухудшению их физико-механических свойств в процессе эксплуатации под воздействием нейтронного облучения, высоких температур (до 700°C), напряжений и теплоносителя.

Наиболее информативными с точки зрения исследования влияния напряжений на радиационные эффекты являются специальные эксперименты на газонаполненных элементах активных зон (ТВЭлах, ТВЭльных трубках и чехлах ТВС). Такие эксперименты на газонаполненных образцах [1-11], газонаполненных ТВЭлах [4], газонаполненных шестигранных чехлах [2] проводились в нашей стране и за рубежом в течение ряда лет. Первые теоретические и экспериментальные результаты, а также обзоры по исследованию ползучести конструкционных материалов [3], стали основой для проведения экспериментов, охватывающих более широкий интервал повреждающих доз и температур облучения, направленных на изучение взаимосвязи радиационных эффектов – радиационного распухания и радиационной ползучести.

В середине 80-ых годов прошлого века была разработана методика облучения в экспериментах по исследованию ползучести, основанная на использовании разборных материаловедческих пакетов реактора БОР-60, позволяющих проводить длительные эксперименты в реакторе с промежуточными измерениями размеров газонаполненных образцов. Для повышения температуры облучения использовали стандартный прием - заполнение материалом с высокой исходной плотностью (в нашем случае вольфрамом) нижних этажей материаловедческих ампул. За счет этого достигали разных температур, поднимая температуру облучения от 330 до 400°C и выше.

Получаемая исходная информация при неразрушающих исследованиях образцов (изменение длины и диаметра) позволяла построить дозные зависимости таких размерных изменений для каждого отдельного образца при заданной температуре облучения [8-9].

На основе этих результатов были получены данные о модулях ползучести различных исследуемых сталей и о коэффициентах связи между скоростью ползучести и скоростью распухания [5-11].

В докладе представлены результаты исследования радиационной ползучести газонаполненных образцов сложной формы, облученных в реакторе БОР-60 при температурах облучения 350 и 420°C до различных повреждающих доз. Показано, что с увеличением повреждающей дозы линейно возрастает изменение диаметра и длины, газонаполненных образцов. Рассчитанные модули

ползучести для стали X18H10T хорошо согласуются с модулями ползучести для сталей аустенитного класса с основой X18H9.

Результаты, полученные с использованием газонаполненных образцов сложной формы, применяются в прочностных расчётах выгородки реакторов ВВЭР-1000 и новых проектов ВВЭР-1200.

Библиографический список

1. Краснощёлов В.А., Колесников А.Н., Прохоров В.И. Островский З.Е., Голубенко А.В., Неустроев В.С. Экспериментальные исследования радиационной ползучести нержавеющей сталей // Препринт НИИАР - 16 (469) - Димитровград, 1981, 28 с.
2. Краснощёлов В.А., Колесников А.Н., Прохоров В.И. Исследование радиационного изменения формы шестигранного чехла материаловедческой сборки реактора БОР-60 // Атомная энергия, 1987, Т.63. Вып.4. С.240-242.
3. Erlich K. Irradiation creep and interrelation with swelling in austenitic stainless steels // Journal of Nuclear Materials, 1981, V.100, pp.149-166.
4. Shamardin V.K., Neustroev V.S., Golovanov V.N. et al. Irradiation Creep and Swelling of X16H15M3Б and its modification X16H15M3БР Steel // Effects of Radiation on Materials: 14th International Symposium (V.2), ASTM STP 1046, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1990. P.753-765.
5. Neustroev V.S., Shamardin V.K. Radiation Creep and Swelling of Austenitic 16Cr-15Ni-3Mo-Nb Steel Irradiated in the Reactor BOR-60 at 350 and 420 °C // Effects of Radiation on Materials: 16th International Symposium, ASTM STP 1175, American Society for Testing and Materials, Philadelphia, 1993. P.816-823.
6. Неустроев В.С., Макаров Е.И., Белозеров С.В., Островский З.Е. Влияние растягивающих и сжимающих напряжений на радиационное распухание и деформацию ползучести аустенитной стали X18H10T // Физика металлов и материаловедение, 2010, том 110, №4, С.412-416.
7. Неустроев В.С., Белозеров С.В., Макаров Е.И., Обухов А.В. Влияние растягивающих напряжений на эволюцию вакансионной пористости в стали X18H10T, облученной реакторе БОР-60 // ФММ, Т.115, № 10, 2014г. – С. 1070-1074
8. E. Makarov, V. Neustroev, D. Markelov, A. Obuhov, F. Garner. Effect of stress state on the microstructure, irradiation creep and swelling of Fe-18Cr-10Ni-Ti Stainless steel irradiated in The BOR-60 reactor // Proceedings of the 17th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-17) – Aachen, Germany, 11 – 16 October 2015.
9. Макаров Е.И., Неустроев В.С., Белозеров С.В., Маркелов Д.Е., Обухов А.В. Влияние напряжений на деформацию ползучести и распухание газонаполненных образцов из стали 08X18H10T, облученных в реакторе БОР-60 // Материалы 13-й Международной школы-конференции для молодых ученых и специалистов «Новые материалы – Жизненный цикл материалов: старение и деградация материалов в процессе эксплуатации ЯЭУ». – УДК 621.039.531 (06), ББК 31.46в6, М43, ISBN 978-5-7262-2288-2, НИЯУ МИФИ, 17-21 октября, 2016 г. С. 61.
10. Макаров Е.И., Киреев Н.В., Неустроев В.С., Маркелов Д.Е., Белозеров С.В. Моделирование напряженно-деформированного состояния газонаполненного образца сложной формы // Сборник тезисов докладов XII Международный Уральский семинар «Радиационная физика металлов и сплавов». – ИФМ РАН, 27 февраля-04 марта, 2017г. С. 16.
11. E. Makarov, V. Neustroev, S. Belozеров, D. Markelov and A. Obukhov. Effect of Stress on Irradiation-Induced Creep and Swelling of Fe-18Cr-10Ni-Ti Steel Pressurized Specimens Irradiated in the BOR-60 Reactor // Статья на электронной издательской платформе Knowledge E (серия Materials Science), 2017.

ИЗМЕНЕНИЕ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ И СТРУКТУРЫ ОБЛУЧЁННОЙ НЕЙТРОНАМИ УЛЬТРАМЕЛКОЗЕРНИСТОЙ СТАЛИ X18H9T, ПОЛУЧЕННОЕ МЕТОДОМ РАВНОКАНАЛЬНОГО УГЛОВОГО ПРЕССОВАНИЯ

А.А. Карсаков, В.К. Шамардин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Новые перспективы в использовании традиционных реакторных материалов открываются в результате научного изучения и промышленного освоения методов интенсивной пластической деформации (ИПД) [1, 2], способных улучшить поведение материалов в условиях облучения [3]. В работе представлены результаты сравнительных исследований до и после облучения образцов аустенитной стали типа X18H9T в состоянии поставки (величина зерна 40-50 мкм) и после интенсивной пластической деформации методом равноканального углового прессования (РКУП, величина зерна до 300-500 нм) (рисунок 1). Задавались два режима РКУ-прессования при температуре 400°C, отличавшиеся количеством проходов (4 и 8) образца через два канала с одинаковыми поперечными сечениями, пересекающимися под углом 120° (рисунок 2). Ин-

тенсивная пластическая деформация методом равноканального углового прессования проводилась в Уфимском государственном авиационном техническом университете.

Анализ структурных и фазовых изменений стали в состоянии поставки и после равноканального углового прессования показал большой разброс величины зерна от десятков микрометров до сотен нанометров для случая РКУП в 4 прохода. При проведении РКУ-прессования с числом проходов 8 однородность структуры увеличилась при заметном снижении разброса размеров зерен. Уменьшение величины зерна в процессе РКУ-прессования привело к увеличению прочностных характеристик и снижению способности стали к деформационному упрочнению. Прирост предела текучести при $T_{исп}=20^{\circ}\text{C}$ ~200 МПа для УМЗ-состояния в сравнении с состоянием поставки. При $T_{исп}=350^{\circ}\text{C}$ прирост предела текучести для стали в УМЗ - состояния составил ~270 МПа в сравнении с состоянием поставки. При сравнении с аустенизированным состоянием для $T_{исп.}=20$ и 350°C прирост $\sigma_{0,2}$ составил 620-670 МПа.

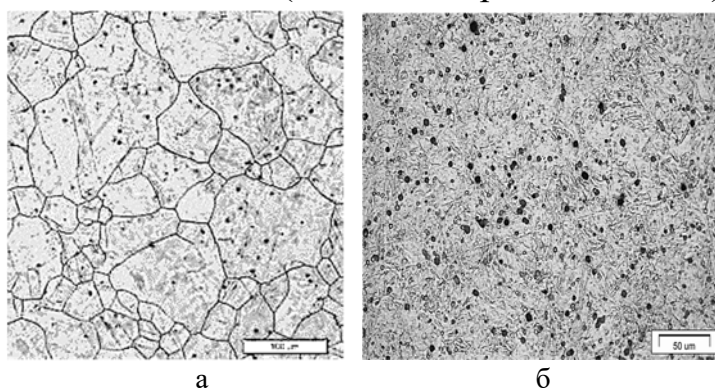


Рис. 1. Микроструктура стали X18H9T: а – состояние поставки; б – после РКУП



Рис. 2. Схема установки для равноканального углового прессования

Облучение проводилось в реакторе на быстрых нейтронах БОР-60 при температуре 350 и 450 °С до максимальной повреждающей дозы 15 сна.

Исследование микроструктуры проводилось методом дифракции обратно-отраженных электронов (ДОЭ/EBSD) [4], сканирующей и трансмиссионной электронной микроскопии.

Результаты исследований механических свойств и структуры [5], полученные после облучения различными повреждающими дозами при температурах 350°С и 450°С, позволяют отметить несколько фактов, важных для анализа влияния нейтронного облучения на механические свойства нержавеющей стали в РКУП-состоянии. Среди них:

- при заданных в настоящей работе условиях облучения экспериментально обнаруживается радиационное упрочнение стали в ультрамелкозернистом (УМЗ) состоянии, величина которого зависит от температуры облучения и испытания. После облучения дозой 4-5 сна прирост предела текучести при $T_{исп}=20^{\circ}\text{C}$ ~300 МПа для УМЗ-состояния, а для стали в состоянии поставки составил ~380 МПа. При $T_{исп}=350^{\circ}\text{C}$ прирост предела текучести после облучения для стали для УМЗ- состояния составил ~200 МПа, а в состоянии поставки ~400 МПа. Значения равномерного и общего относительного удлинения для обоих состояний облучённой стали при $T_{исп}=350^{\circ}\text{C}$ практически не отличаются;

- упрочнение стали в УМЗ-состоянии снижается с ростом повреждающей дозы, что отчасти обусловлено радиационной и термической релаксацией упругой деформации, заданной в процессе РКУ-прессования;

- термическая стабильность упрочнения УМЗ-состояния стали X18H9T после облучения сохраняется вплоть до температуры испытаний 600-650°С;

- облучение при 350°С инициирует образование частиц α -фазы со средним размером 50 нм на тройных стыках зерен;

- при $T_{исп}=550^{\circ}\text{C}$ после облучения при сохранении упрочнения, обусловленного РКУП-обработкой, установлено повышение общего относительного удлинения на стали в УМЗ-состоянии в сравнении с состоянием поставки;

Полученные результаты позволяют делать оптимистичные прогнозы в части возможного повышения радиационной стойкости и стабильности структуры промышленных сплавов за счёт формирования в них УМЗ состояний.

Список используемой литературы

1. Р.З. Валиев, И.В. Александров Объемные наноструктурные металлические материалы, Москва ИКЦ «Академкнига» 2007 г.
2. Салищев Г.А., Зарипова Р.Г., Закирова А.А., Структура и механические свойства нержавеющей стали, подвергнутых интенсивной пластической деформации, Металловедение и термическая обработка материалов, №2, (608), стр.27-32, 2006.
3. С. Sun, S. Zheng, C.C. Wei «Superior radiation-resistant nanoengineered austenitic 304L stainless steel for applications in extreme radiation environments», Scientific Reports 5:7801 DOI 10/1038/SREP07801, January 2015.
4. Y. Goncharenko, L. Evseev, V. Shamardin, T. Bulanova, Technical Meeting on Hot Cell Post Irradiation Examination and Pool-Side Inspection of Nuclear Fuel
5. A.A. Karsakov, V.K. Shamardin, T.M. Bulanova, Y.D. Goncharenko, I.V. Alexandrov, M.M. Abramova, M.V. Karavaeva, «Effect of neutron irradiation on microstructure and properties of austenitic steel 321, subjected to equal-channel angular pressing» Reviews on Advanced Materials Science 31 (2012) 14-34

ЗАПАСЁННАЯ ЭНЕРГИЯ В РЕАКТОРНОМ ГРАФИТЕ, ОБЛУЧЁННОМ ПРИ ТЕМПЕРАТУРЕ 450–640 °С

Е.П. Белан, Д.В. Харьков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В работе приводятся результаты исследования запасённой энергии в образцах графита ГР-280, облучённого до флюенса нейтронов $5 \div 32 \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$ при температурах $450 \div 640$ °С. Измерения выполнены методом дифференциальной сканирующей калориметрии с постоянной скоростью нагрева 20 °С/мин. Каждый эксперимент включал в себя два ДСК измерения образца до максимальной температуры отжига (1300 °С), выдержку в течении 15 мин. при максимальной температуре между двумя измерениями, а также предварительный нагрев печи (без образца).

В работе установлено, что скорость выхода запасённой энергии достигает максимума приблизительно при 1100 °С, значение максимальной скорости выхода запасённой энергии лежит в пределах $0,35 \div 0,5$ Дж/(г·К). Величина общей запасённой энергии выходит на постоянный уровень при флюенсе нейтронов около $(7 \div 15) \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$. Предельная величина общей запасённой энергии не превышает 200 Дж/г.

На спектре запасённой энергии образца, облучённого при температуре 450 °С до флюенса нейтронов $32 \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$, было установлено 7 пиков с энергиями активации от $1,95$ до $4,03$ эВ, которые соответствуют миграции моно и дивакансий и эволюции кластерной структуры облучённого графита. Увеличение температуры облучения с 450 °С до 560 °С приводит к почти полному исчезновению одиночных вакансий и перераспределению процессов миграции дивакансий и эволюции кластерной структуры при послерадиационном отжиге в диапазоне $560 \div 1300$ °С в сторону процессов с меньшей энергией активации.

Результаты работы могут быть использованы при прогнозировании последствий нарушения условий эксплуатации и аварийных ситуаций в современных реакторах с высокой температурой эксплуатации графитовой кладки.

ИНЖЕКЦИОННЫЙ КОМПЛЕКС УСТАНОВКИ BELA ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ИМИТАЦИОННЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

А.В. Зиятдинова, А.А. Никитин, С.В. Рогожкин, Т.В. Кулевой

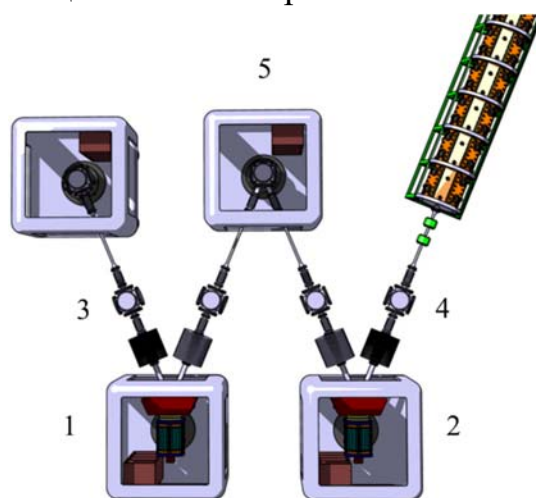
ФГБУ «ИТЭФ» (НИЦ «Курчатовский институт»), Москва

Работы по созданию новых высокотехнологичных энергетических установок, в том числе и термоядерных реакторов, а также повышение эффективности и безопасности действующих атомных энергоблоков связаны с разработкой новых материалов, способных выдерживать экстремальные радиационные, тер-

мические и механические нагрузки при эксплуатации. Для аттестации новых материалов требуется набор соответствующих повреждающих доз в условиях, близких к реальным условиям эксплуатации. Аттестация новых материалов на радиационную стойкость требует использования реакторного облучения. Это требует значительного времени и, кроме того, реакторное облучение приводит к высокой наведенной радиационной активности материалов, что значительно затрудняет последующие исследования образцов. Именно поэтому для проведения преаттестационных исследований востребованы методы экспресс-анализа радиационной стойкости конструкционных материалов, такие как имитационные эксперименты по облучению материалов ускоренными пучками тяжелых ионов. Известно, что облучение тяжелыми ионами позволяет инициировать каскадное рождение структурных дефектов, аналогичное тому, что происходит при реакторном облучении. Такой метод позволяет на ранних этапах разработки материалов сэкономить материальные и временные ресурсы, и отбраковать образцы с заведомо слабыми характеристиками. В настоящее время в НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ имитационные эксперименты проводятся на установках ТИПр-1 (ТяжелоИонный Прототип) и СОРМАТ (Стенд Облучения Реакторных МАТериалов). Экспериментальные работы ведутся с использованием импульсных пучков с контролируемым нагревом мишени для создания условий максимально близких к реальным условиям эксплуатации реакторов. Изменение температуры мишени в ходе имитационных экспериментов не должно превышать 1-3 градусов, что удается выдержать только при ограничении интенсивности импульсного пучка. Использование в имитационных экспериментах непрерывного пучка принципиально устраняет эту проблему. Кроме того, применение непрерывных ионных пучков может позволить увеличить скорость набора повреждающей дозы. В связи с этим возникает необходимость создания новой установки для проведения имитационных экспериментов на базе источника ионов, способного генерировать непрерывные пучки. Дополнительно, для большей адекватности воспроизведения процессов, происходящих в материалах ядерных энергетических установок в условиях их эксплуатации, мишень в имитационных экспериментах необходимо не только нагревать, но и имплантировать ионы водорода и гелия в область дефектообразования от основного пучка. Внедрение этих газов позволяет моделировать накопление газовых продуктов ядерных реакций, а также внедрение изотопов водорода из плазмы в реакторах синтеза. Для того что бы избежать искажения моделируемых процессов радиационного повреждения в имитационных экспериментах на пучках ионов необходимо минимизировать роль поверхности материала. Поэтому исследования, проводят в промежуточной области между поверхностью облучаемого образца и максимумом радиационных повреждений. В тоже время с ростом дозы облучения возрастают напряжений от имплантированных в облучаемый образец ионов, поэтому также рекомендуется проводить анализ радиационных эффектов на достаточном удалении от области внедрения ионов. Таким образом, в имитационных экспериментах анализ проводится на некотором интервале глубин, удаленном как от поверхности, так и от области внедрения ионов, причем с ростом дозы облучения и температуры эксперимента допустимый интервал анализа сокращается.

В НИЦ «Курчатовский институт» - ИТЭФ ведется разработка многофункциональной установки BELA (Based on ECR ion source Linear Accelerator) (рис.1). Проведение имитационных экспериментов планируется проводить на инжекционном комплексе данной установки. Целью настоящей работы является определение возможных конфигураций и определение характеристик разрабатываемого комплекса для проведения имитационных экспериментов.

Рисунок 1 – Схема инжекционного комплекса: 1 – источник⁶ тяжелых ионов, 2 – источник легких ионов, 3 – транспортный канал, 4 – канал согласования с ускоряющей структурой с ПОКФ, 5 – мишенная камера для проведения имитационных экспериментов с использованием двух пучков ионов, 6 – мишенная камера проведения работ с применением одного пучка тяжелых ионов.



Глубина проникновения ускоренного пучка в материал мишени зависит от энергии ионов и угла падения пучка на мишень. Поэтому для определения искомой области формирования дефектов и имплантации ионов газа, было проведено моделирование пробегов ионов, влетающих под разными углами и с разными энергиями в материале мишени с использованием программного пакета SRIM/TRIM.

Для имитационных экспериментов в НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ преимущественно используются ионы железа – основного элемента реакторных сталей, чтобы избежать возможного вклада в изменение химического состава материала. В ходе работы было рассмотрено две схемы одновременного облучения пучками ионов железа и водорода/гелия: под равными углами (рис. 2(а)), а также падающим по нормали к образцу пучком ионов Fe и падающим под углом пучком ионов H^+/He^+ (рис. 2(б)). Современные ЭЦР-источники имеют возможность генерации ионов высокой зарядности и в рутинном режиме работы стабильно получать непрерывный пучок ионов Fe^{10+} с током $\sim 10\mu A$. Максимальное ускоряющее напряжение, которое технически достижимо на разрабатываемой установке составляет 320 кВ, что соответствует энергии 3,2 МэВ для ионов Fe^{10+} . Моделирование проводилось для двух значений энергии пучка железа 3,2 МэВ, и 2 МэВ, что соответствует предельному и технически надежному уровню ускоряющего напряжения. Результаты моделирования представлены на рис. 3. В дальнейшем, после определения места локализации области внедрения ионов H^+/He^+ , предстоит определить оптимальное соотношение между углом облучения и энергией этих ионов, так как технические параметры разрабатываемого инжекционного комплекса (предел ускоряющего напряжения и сведение двух транспортных каналов под малым углом в одну мишенную камеру) ограничивают глубину имплантации ионов H^+/He^+ .

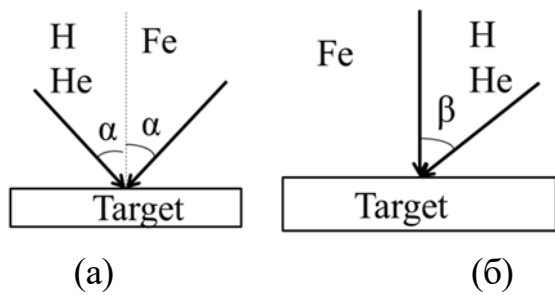


Рисунок 2 – схемы облучения мишени: пучками ионов железа и ионов газов, падающими под равными углами к поверхности мишени (а); пучком Fe^{10+} , падающим по нормали к поверхности мишени, и пучком H^+/He^+ , падающим под углом (б).

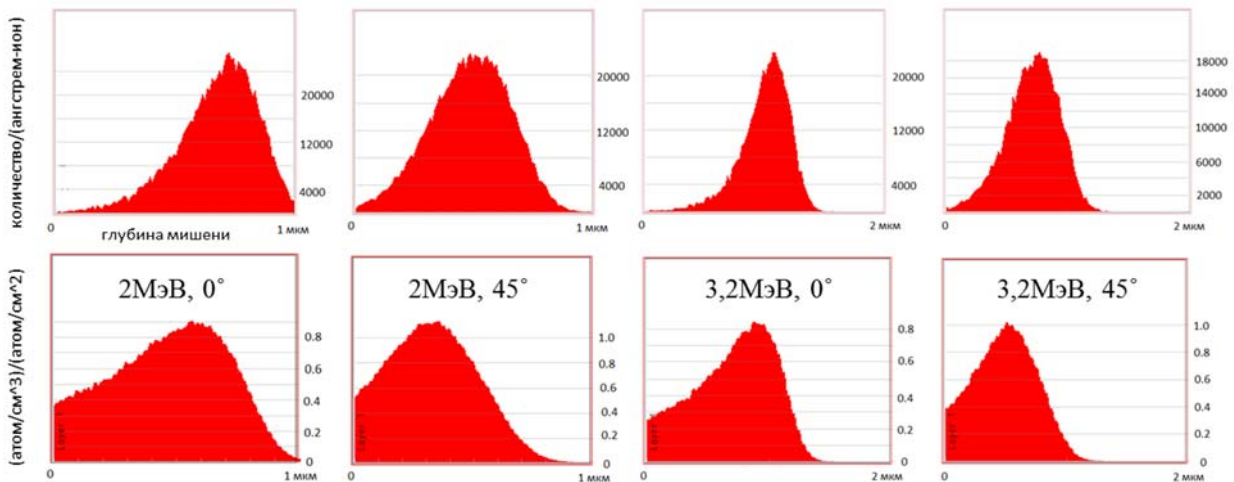


Рисунок 3 – результаты моделирования в SRIM/TRIM: верхний ряд – распределение дефектов, образующихся под влиянием пучка ионов железа, нижний ряд – распределение имплантированных ионов Fe^{10+} энергиями 2 МэВ и 3,2 МэВ, падающих на образец под углами 0° и 45° в железной мишени.

В ходе работы рассмотрено две схемы одновременного облучения одного образца двумя пучками, проведено моделирование пробегов ионов в мишени для ионов с разными энергиями и под разными углами, разработана схема транспортной системы. В результате моделирования пробегов ионов Fe^{10+} в железной мишени падающих на образец под углами 0° и 45° получено, что предпочтительным является проведение облучения мишени падающим по нормали пучком, так как в этом случае искомый интервал глубин радиационных повреждений наиболее широкий. Таким образом, в разработку принята эта схема облучения, для которой на следующем этапе работ необходимо провести моделирование пробегов ионов водорода и гелия в материалах на основе железа для разных энергий и углов облучения.

Мультиканальная схема инжекционного комплекса с двумя источниками ионов и двумя мишенными камерами позволит проводить различные работы, используя одновременно оба источника как для двойного облучения одной мишени, так и проведения независимых работ одновременно в двух мишенных камерах. Таким образом, инжекционный комплекс установки BELA сможет не только реализовать имитационные эксперименты с использованием двух пучков ионов, но и другие работы, для которых требуются непрерывные пучки ускоренных ионов.

РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ

ДЕЗАКТИВАЦИЯ ПОВЕРХНОСТЕЙ ПОЛИМЕРНЫМИ ПЛЁНОЧНЫМИ КОМПОЗИЦИЯМИ

А.А. Каверзина¹, А.А. Лизин^{1,2}

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одна из важных задач при решении проблемы утилизации ядерных и радиационно-опасных объектов — проведение их комплексной дезактивации. Дезактивация проводится для повторного использования защитного оборудования, загрязненного радионуклидами, а также снижения дозовых нагрузок на персонал [1–4].

В настоящее время на предприятиях Росатома, включая АЭС и предприятия ядерного топливного цикла, дезактивацию поверхностей оборудования осуществляют кислотными и щелочными растворами. Такой способ приводит к образованию большого количества жидких радиоактивных отходов.

Для дезактивации защитного оборудования и элементов конструкций технологических аппаратов в боксах, камерах и универсальных технологических модулях может быть использован метод дезактивации с нанесением полимерных покрытий на основе поливинилового спирта (ПВС).

Очистка методом нанесения полимерных покрытий имеет преимущества по сравнению с другими методами: отсутствие жидких радиоактивных отходов, что является несомненным плюсом в плане дальнейшего обращения с отходами; отсутствие повреждений очищаемой поверхности материала.

Разработано множество полимерных рецептур для «сухой» дезактивации. Наиболее часто используемым пленкообразующим полимером является ПВС либо его производные. Стоит отметить, что зарубежные производители, в отличие от российских, предоставляют более широкий выбор полимерных композиций. В России при большом количестве разработок и опыта практического применения, набор доступных дезактивирующих рецептур невелик и исчерпывается составами ВЛ и ВА (поливинилацетальные и поливинилацетатные).

Оптимальный выбор способа дезактивации должен: обеспечивать эффективное удаление радиоактивных загрязнений с поверхностей; не вызывать существенной коррозии и разрушения дезактивируемого материала; количество радиоактивных отходов, образующихся после дезактивации должно быть минимальным; способ дезактивации должен быть экономичен, безопасен; не должен приводить к распространению радиоактивных загрязнений.

На основе литературных данных были предложены новые полимерные плёночные составы на основе поливинилового спирта, и проведены их исследования с целью оценки возможности сухой дезактивации металлических поверхностей от радиоактивных загрязнений. В состав полимерных пленок также были включены ортофосфорная (или азотная) кислота, пластификатор (глицерин), поверхностно-активные вещества, комплексообразователь (трилон Б).

Для проведения экспериментов изготовлены специальные мишени из нержавеющей стали марки 10X18T12H. Мишени представляли собой круглые диски толщиной 3 мм, внешним диаметром 100 мм. На диске было вырезано углубление диаметром 50 мм и глубиной 1 мм. Площадь поверхности активного пятна для нанесения радиоактивного раствора для всех мишеней составила $(19,6 \pm 0,1) \text{ см}^2$.

В качестве раствора, загрязняющего радионуклидами поверхность мишеней, был взят раствор облучённого ядерного топлива, полученный в результате растворения в азотной кислоте вырезок экспериментальных твэлов смешанного МОКС-топлива реактора БОР-60 с выгоранием 2,5 % т.а. Исходный радионуклидный состав раствора облучённого ядерного топлива был определён с помощью α - и γ -спектрометрии. Так, по результатам α -спектрометрии изотопный состав спектра был следующим: $^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$ (2,5 %), ^{243}Am (0,4 %), ^{238}Pu (^{241}Am) — 35,8 %, ^{244}Cm ($^{251}+^{249}\text{Cf}$) — 61,3 %. По результатам γ -спектрометрии в полученном растворе была измерена удельная активность следующих радионуклидов: ^{137}Cs - $9,3 \cdot 10^4$, ^{134}Cs - $3,2 \cdot 10^4$, ^{106}Ru - $5,7 \cdot 10^3$, ^{154}Eu - $5,7 \cdot 10^3$, ^{154}Eu - $5,7 \cdot 10^3$, ^{155}Eu - $3,0 \cdot 10^3$, ^{144}Ce - $2,9 \cdot 10^3$ Бк/мл соответственно. Общая суммарная активность по α - и γ -излучающим радионуклидам составила $1,7 \cdot 10^4$ и $1,3 \cdot 10^5$ Бк/мл соответственно.

Данные по исходному загрязнению альфа- и бета-излучающими радионуклидами, а также полученные экспериментальные данные после снятия полимерных плёнок приведены в таблицах 1 и 2.

Таблица 1

Результаты дезактивации мишеней после нанесения на них плёночного состава, содержащего азотную кислоту

№	Загрязнение α -излучателями, частиц/(мин · см ²)		К _д	Загрязнение β -излучателями, частиц/(мин · см ²)		К _д
	Исходное	Конечное		Исходное	Конечное	
1	$5,7 \cdot 10^3$	198	29	$2,6 \cdot 10^4$	531	49
2	$7,2 \cdot 10^3$	126	57	$3 \cdot 10^4$	136	223
3	$5,7 \cdot 10^3$	180	32	$3,2 \cdot 10^4$	182	175
4	$6,6 \cdot 10^3$	114	58	$3,5 \cdot 10^4$	243	144
5	$6,6 \cdot 10^3$	120	55	$3,2 \cdot 10^4$	182	175
6	$6,3 \cdot 10^3$	150	42	$3,6 \cdot 10^4$	227	160
7	$6,3 \cdot 10^3$	162	39	$3,5 \cdot 10^4$	364	96
8	$7,5 \cdot 10^3$	252	30	$3,2 \cdot 10^4$	227	140
9	$6,6 \cdot 10^3$	156	42	$4 \cdot 10^4$	653	60
10	$6,9 \cdot 10^3$	210	33	$3,6 \cdot 10^4$	471	77
Среднее арифметическое значение К _д			42	Среднее арифметическое значение К _д		130

Здесь и в таблице 2 К_д — коэффициент дезактивации.

Применение полимерных плёнок с азотной кислотой позволило достичь снижения: а) загрязнённости до контрольных значений допустимого загрязне-

ния α -излучателями поверхности помещения для периодического пребывания персонала (НРБ для прочих α - излучающих нуклидов 200 частиц/(см²·мин); б) загрязнённости β -излучателями ниже контрольного уровня загрязнения радионуклидами поверхности помещения для постоянного пребывания персонала (НРБ для β - излучающих нуклидов 2000 частиц/(см²·мин) [5]. Применение полимерных плёнок состава с ортофосфорной кислотой позволило достичь снижения загрязнённости до контрольных значений допустимого загрязнения α - и β -излучающими радионуклидами поверхности помещения для постоянного пребывания персонала (НРБ для прочих α - излучающих нуклидов 20 частиц/(см²·мин, для β - излучающих нуклидов 2000 частиц/(см²·мин)) [5].

Таблица 2

Результаты дезактивации мишеней после нанесения на них плёночного состава, содержащего ортофосфорную кислоту

№	Загрязнение α -излучателями, частиц/(мин · см ²)		К _д	Загрязнение β -излучателями, частиц/(мин · см ²)		К _д
	Исходное	Конечное		Исходное	Конечное	
1	$3,3 \cdot 10^3$	63	52	$2,6 \cdot 10^4$	2082	12
2	$7,2 \cdot 10^3$	14	500	$3,6 \cdot 10^4$	136	268
3	$6,6 \cdot 10^3$	7	917	$4 \cdot 10^4$	106	373
4	$6,9 \cdot 10^3$	75	92	$3,3 \cdot 10^4$	623	54
5	$6,3 \cdot 10^3$	12	525	$3,2 \cdot 10^4$	91	352
6	$6,0 \cdot 10^3$	21	286	$2,9 \cdot 10^4$	212	136
7	$5,7 \cdot 10^3$	16	352	$2,8 \cdot 10^4$	91	310
8	$6,3 \cdot 10^3$	360	18	$3,3 \cdot 10^4$	2538	13
9	$6,3 \cdot 10^3$	14	457	$2,7 \cdot 10^4$	136	201
10	$5,4 \cdot 10^3$	18	300	$3,2 \cdot 10^4$	288	111
Среднее арифметическое значение К _д			350	Среднее арифметическое значение К _д		183

Проводилось исследование влияния содержания кислот в полимерной пленочной композиции на их свойства. Содержание азотной кислоты варьировалось в пределах 1,5-10 масс%, а содержание ортофосфорной 1-12 масс.%. При увеличении концентрации азотной кислоты выше 2,5 масс. % полимерные пленки окисляются. Наилучшие результаты по дезактивирующей способности пленок с ортофосфорной кислотой были достигнуты для состава с содержанием H₃PO₄ 6 масс.%, (таблица 2).

Условия производства и состав большинства присутствующих на рынке пленкообразующих рецептур являются коммерческой тайной, но известные запатентованные составы включают в себя экзотические и дорогостоящие реагенты по сравнению с используемыми в данном эксперименте.

В целом применение полимерных пленкообразующих композиций на основе ортофосфорной кислоты позволяет существенно снизить загрязнённость поверхности радионуклидами и может быть использовано для дезактивации оборудования и помещений.

Литература:

1. Крицкий В.Г., Родионов Ю.А. Основы дезактивации. Способы и технические средства дезактивации. — Санкт-Петербург: ООО «КСИ-Принт», 2013. — 464с.
2. Исследования в области обезвреживания радиоактивных отходов и дезактивации загрязнённых поверхностей. — Труды научно-технической конференции, г. Колобжег, Польша, 2–7 октября 1972 г. — Варшава: СЭВ, 1973. Т. 2. — 348 с.
3. ГОСТ 20286-90. Загрязнение радиоактивное и дезактивация. Термины и определения. — М.: Издательство стандартов, 1990. — 11 с.
4. Зимон А.Д. Дезактивация. — М.: Атомиздат, 1975. — 280 с.
5. СанПиН 2.6.1.2523-99 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. — М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. — 100 с.

МАТРИЦЫ ДЛЯ ВКЛЮЧЕНИЯ ЭЛЕКТРОЛИТОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

А.А. Колобова¹, А.А. Лизин^{1,2}, С.В. Томилин²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

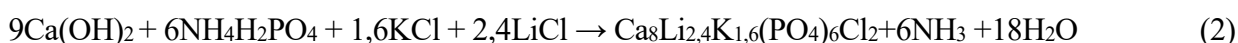
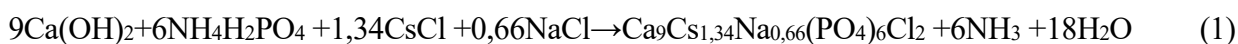
Пирохимические процессы переработки облученного ядерного топлива [1] проводятся в расплавах солей хлоридов щелочных элементов эвтектического состава. Очистку расплава от продуктов деления после извлечения ядерных материалов проводят фосфатным или карбонатным осаждением. В результате очистки образуется фосфатный (оксидный) осадок, представляющий собой один из видов высокоактивных отходов. Однако такая очистка расплава не позволяет осадить радионуклиды цезия и стронция - они полностью или частично остаются в расплаве. Отработавший электролит, после многократного использования, переходит в разряд высокоактивных отходов, и требует перевода в устойчивые формы.

Кондиционирование такого вида высокоактивных отходов представляет большие трудности. В литературе практически отсутствуют сведения об утилизации отходов, содержащих хлориды. Установлено, что хлоридосодержащие компоненты отходов имеют ограниченную растворимость в силикатных и боросиликатных стеклах (0,8-0,9%), а это приводит к фазовому разделению в процессе остекловывания и снижению качества полученного продукта [2]. Кроме того, чтобы произвести остекловывание хлоридов, необходимо удалить хлор, а катионы должны быть переведены в оксиды или другие соединения, участвующие в процессе стеклообразования. Химический передел хлоридов

неизбежно приводит к образованию коррозионно-активных газов - хлора и хлороводорода.

Включение хлорсодержащих отходов в кристаллические матрицы осложняется тем, что в природе практически нет малорастворимых, химически и термически прочных кристаллических соединений, которые позволяли бы включать одновременно катионы щелочных элементов (особенно цезий) и ионы хлора. Но одним из таких немногих природных минералов фосфатного класса, является апатит с общей химической формулой $\text{Ca}_5(\text{PO}_4)_3\text{Cl}$ [3, 4]. Потенциал структурного типа апатита для захоронения радиоактивных отходов возрастает благодаря возможной кристаллохимической адаптации каркаса структуры, а также возможности образования фаз с нестехиометрическим составом. Цель настоящей работы заключалась в экспериментальной проверке возможности получения фосфатов со структурой хлорапатита из солевых систем электролитов пирохимической переработки ОЯТ.

Из исходных солевых систем расплавов NaCl-2CsCl , 3LiCl-2KCl получили фосфатные композиции по следующим реакциям:



Включение хлоридов в матрицу проводили путем смешения компонентов с последующей термической обработкой в шахтной печи. Термообработку проводили при температурах (600, 700, 800, 1000°C) (по 3 часа на каждой стадии). Полученные продукты термообработки анализировались рентгенографически (камера Дебая – Шеррера, CuK_α -излучение). Фазовый состав полученных продуктов представлен в таблице 1.

Результаты фазового анализа свидетельствуют о кристаллизации фаз апатита при температуре 600 °C. На рисунках 2 и 3 изображены трихрентнограммы фосфатных продуктов, полученных после термообработки при этой температуре. Повышение температуры приводит к кристаллизации дополнительной фазы витлокита $\text{Ca}_3(\text{PO}_4)_2$. Кроме того, на многих рентгенограммах идентифицируются фазы хлоридов цезия и калия. Наличие хлоридов свидетельствует, очевидно, о дополнительных ограничениях изоморфной емкости фазы апатита, что является предметом отдельных исследований.

Таблица 1- Фазовый состав полученных фосфатных композиций

Фосфатный продукт (валовая формула)	Температура термообработки, °C	Фазовый состав
$\text{Ca}_9\text{Cs}_{1,34}\text{Na}_{0,66}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$	600	Апатит
	700	Апатит+витлокит+CsCl
	800	Апатит+витлокит+CsCl
	1000	Витлокит+апатит
$\text{Ca}_8\text{Li}_{2,4}\text{K}_{1,6}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$	600	Апатит+фаза KCl
	700	Апатит+фаза KCl
	800	Апатит+фаза KCl
	1000	Витлокит (основная фаза)+апатит

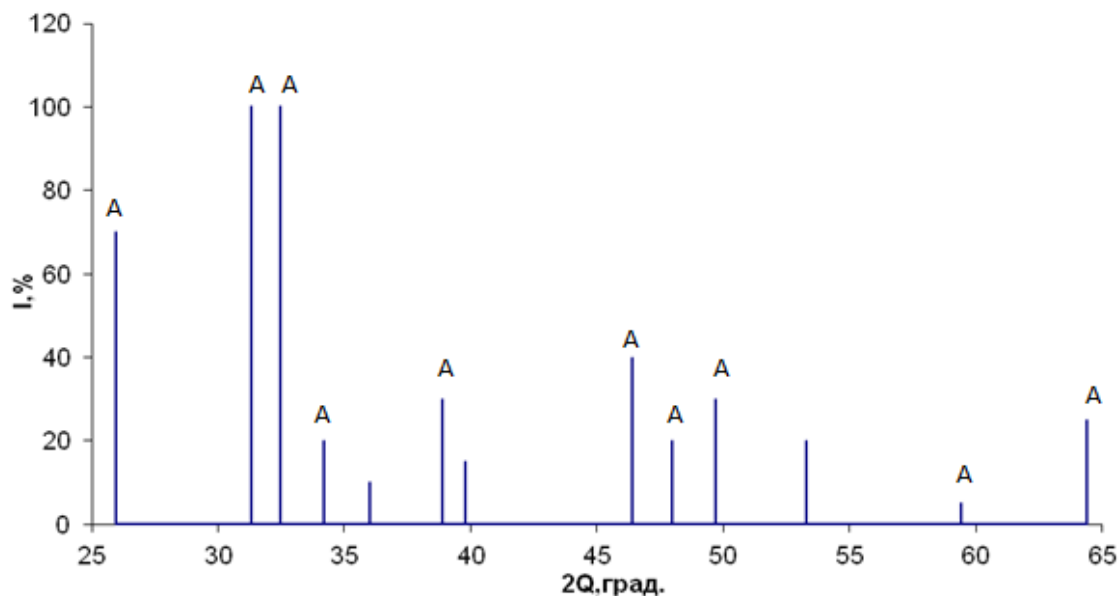


Рисунок 2- Рентгенограмма фосфата $\text{Ca}_9\text{Cs}_{1,34}\text{Na}_{0,66}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$ термообработка 600°C , рефлексы А - гексагональный хлорапатит

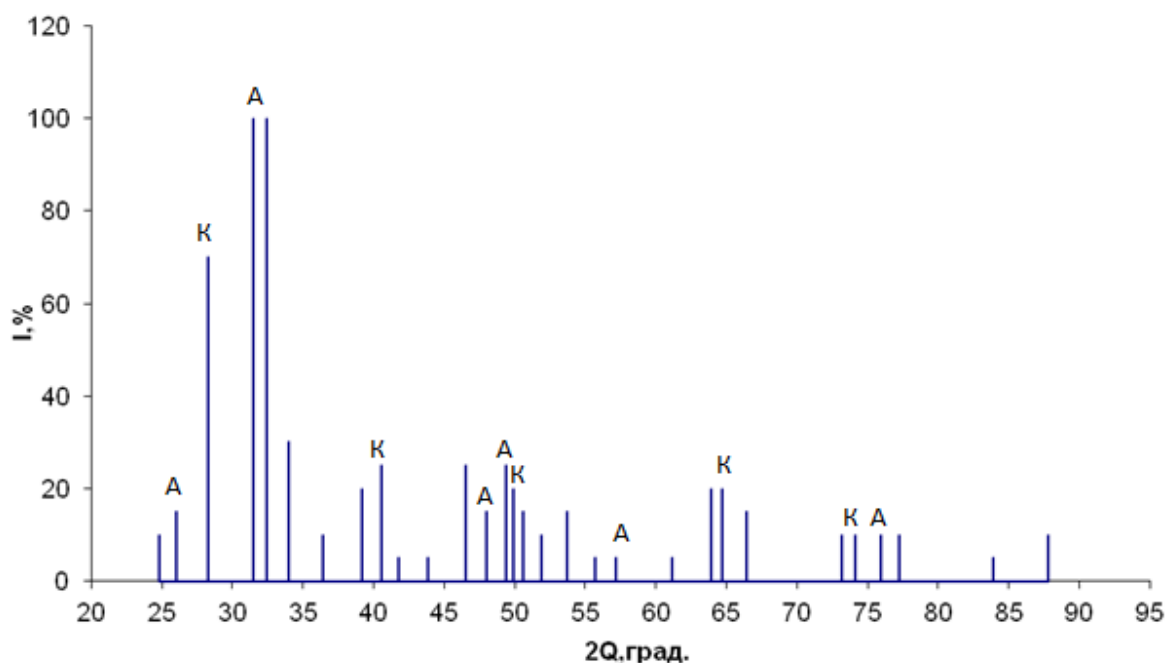


Рисунок 3- Рентгенограмма фосфата $\text{Ca}_9\text{Cs}_{1,34}\text{Na}_{0,66}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$, термообработка 600°C , рефлексы А - гексагональный хлорапатит, К – кубический КСl

Присутствие хлоридных фаз существенно сказывается на химической устойчивости полученных материалов. Как показал тест на химическую устойчивость (20°C , бидистиллированная вода) [5] двух образцов таблеток фосфатных продуктов, полученных после их термообработки при 600°C , значения скоростей выщелачивания для цезия и натрия на 7-е сутки для состава $\text{Ca}_9\text{Cs}_{1,34}\text{Na}_{0,66}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$ составили $1,52 \cdot 10^{-1}$ и $2,22 \cdot 10^{-2}$ г/см²·сут соответственно, а для лития и калия для состава $\text{Ca}_8\text{Li}_{2,4}\text{K}_{1,6}(\text{PO}_4)_6\text{Cl}_2$ составили $2,80 \cdot 10^{-1}$ и $4,32 \cdot 10^{-2}$ г/ см²·сут.

Для повышения защитного барьера проведено исследование по включению полученных фосфатных продуктов в алюмофторфосфатное стекло. Из фосфат-

ных продуктов, полученных из солевой системы $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$, были изготовлены стеклообразцы.

Варку стекол осуществляли путем сплавления компонентов при $1000\text{ }^\circ\text{C}$. Аморфные прозрачные стеклообразцы получают при содержании в шихте не более $1\% \text{Al}_2\text{O}_3$ и $12\% \text{AlF}_3$ и максимальной загрузке хлорапатита до 15% . Результаты рентгенофазового анализа подтвердили отсутствие дифракционных рефлексов на рентгенограммах, что свидетельствовало об аморфности полученных стеклообразцов.

Результаты испытаний теста на выщелачивание и полученные значения скоростей выщелачивания стекла приведены в таблице 3.

Таблица 3 - Значения скоростей выщелачивания химических элементов-компонентов стекла для образца СА₃-15-1

Сутки	Al	Ca	K	Li
1	$9,34 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$	$6,97 \cdot 10^{-5}$	$3,02 \cdot 10^{-4}$
3	$7,37 \cdot 10^{-5}$	$8,31 \cdot 10^{-5}$	$4,61 \cdot 10^{-5}$	$2,32 \cdot 10^{-4}$
7	$5,10 \cdot 10^{-5}$	$5,67 \cdot 10^{-5}$	$3,07 \cdot 10^{-5}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$
14	$4,13 \cdot 10^{-5}$	$5,14 \cdot 10^{-5}$	$2,11 \cdot 10^{-5}$	$9,71 \cdot 10^{-5}$

Результаты исследований свидетельствуют, что минералоподобные композиции на основе хлорапатита с включенными электролитами пирохимической переработки ОЯТ не обеспечивают необходимый уровень иммобилизации радионуклидов из-за химической природы получаемых керамик, что приводит к высокой выщелачиваемости компонентов матрицы. Для повышения химической устойчивости фосфатные материалы на основе хлорапатита необходимо дополнительно остекловывать.

Литература:

1. Скиба О. В., Кислый В. А., Савочкин Ю. П., Вавилов С. К. ироэлектрохимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. Димитровград. ОАО «ГНЦ НИИАР». 2012. -348с.
2. Yu. G. Lavrinovich, M. V. Kormilitsyn, V. I. Konovalov, et al., "Vitrification of chloride wastes from the pyroelectrochemical reprocessing irradiated fuel," At. Energ., 95, No. 5, 367–372 (2003).
3. E.R. Vance, J. Davis, K. Olufson, I. Chironi, I. Karatchevtseva, I. Farnan, Candidate waste forms for immobilization of waste chloride salt from pyroprocessing of spent nuclear fuel // J. Nucl. Mater. 420 (2012) p.396–404.
4. B.L. Metcalfe, I.W. Donald, S.K. Fong, L.A. Gerrard, D.M. Strachan, R.D. Scheele, "A glass-encapsulated calcium phosphate wasteform for the immobilization of actinide-, fluoride-, and chloride-containing radioactive wastes from the pyrochemical reprocessing of plutonium metal," // J. Nucl. Mater. 361 (2007) p.78–93.
5. ГОСТ 52126-2003. Определение химической устойчивости отвержденных высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания- Национальный стандарт РФ - М. Госстандарт России: ИПК, Издательство стандартов.2003.

ПОДГОТОВКА ПРОБ МОЛИБДАТНЫХ РАСПЛАВОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ДЛЯ АТОМНО-ЭМИССИОННОГО СПЕКТРАЛЬНОГО АНАЛИЗА

Т.А. Михайлова, М.В. Закатнова, М.И. Хамдеев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Расплавы на основе молибдатов щелочных металлов известны как перспективные среды для переработки ОЯТ с 80-х годов прошлого века. В пирохимических технологиях для растворения ОЯТ или композиции, содержащей ядерные материалы в технологической среде применяются методы: барботажа газообразного хлора, сжигание во фторном факеле, наложение тока с выделением газообразных сильнодействующих ядовитых веществ (СДЯВ). Все это влечет соответствующие требования к системам обеспечения безопасности таких технологий переработки и, потенциально, оставляет риск тяжелых аварий. При этом существует солевая система, растворение в которой оксидных форм большинства элементов происходит с высокой скоростью при барботаже воздуха - это молибдаты щелочных металлов. После растворения, целевые компоненты могут быть извлечены кристаллизацией, осаждением реагентами и т.д. Все это делает расплавы молибдатов щелочных металлов перспективной средой для переработки трудноскрываемых композиций, содержащих ядерные материалы.

В настоящее время атомно-эмиссионная спектрометрия является одним из основных методов определения качественного и количественного состава примесных химических элементов в различных объектах, что удовлетворяет определенным требованиям - оперативность проведения анализа, возможность анализа на микронавесках проб и приемлемая точность.

Любой химический анализ неизвестного вещества включает в себя несколько этапов: пробоотбор, пробоподготовка, сам анализ и статистическая обработка результатов.

Стадия пробоподготовки одна из наиболее трудоемких, длительных и ответственных стадий всего анализа в целом. На этой стадии решающее значение приобретают правильно подготовленные образцы. Образцы для спектрального анализа должны быть представительными и гомогенными для того, чтобы устранить факторы, влияющие на результаты анализа.

В связи с этим, представляется актуальным исследование способов вскрытия (кислотного разложения) молибдатных солевых расплавов.

Были исследованы схемы растворения образцов представляющие собой расплавы молибдатов щелочных металлов.

Все образцы молибдатных расплавов, поступившие на анализ, условно можно разделить на несколько групп: группа 1 – образцы представляют собой крупнокристаллические порошки черного цвета с белыми вкраплениями;

группа 2 – образцы представляют собой стекловидные гранулы от светло-желтого до желтого и от светло-коричневого до коричневого цвета.

Все полученные образцы перед растворением (кислотным вскрытием) измельчались и перетирались в агатовых ступках с целью гомогенизации. Полученные порошки растворялись по схемам, представленным в таблице 1.

Таблица 1. Схемы кислотного растворения молибдатных расплавов

№ группы	Состояние	Цвет	Схема растворения		
			H ₂ O	HNO ₃	HCl
1	Крупнокристаллический порошок	Черного цвета с белыми вкраплениями.	+	15 М	10 М
2	Стекловидные гранулы	От светло-желтого до желтого От светло-коричневого до коричневого	+	15 М	-

В результате проведенных исследований были выбраны условия и режимы кислотного вскрытия проб молибдатных солевых расплавов щелочных металлов. В указанных условиях растворения молибдатных солевых расплавов было проанализировано более 50 образцов на содержание урана, молибдена и неодима.

Таким образом, предложенные схемы кислотного растворения молибдатных расплавов позволяют получать образцы, пригодные для проведения количественного элементного анализа.

ВТОРИЧНОЕ ВОССТАНОВЛЕНИЕ (МЕТАЛЛИЗАЦИЯ) МОКС-ТАБЛЕТОК В РАСПЛАВЕ ХЛОРИДА И ОКСИДА ЛИТИЯ

П.И. Нечаев, А.Г. Осипенко, Р.С. Галиев, С.С. Погляд

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В исследуемых в настоящее время процессах переработки отработанного ядерного топлива предполагается обращение с различными формами топлива (металлическое, нитридное). Для электрорафинирования в хлоридных системах необходимо осуществить конверсию оксидов в металл, например методом вторичного восстановления. Эта операция разрабатывается в целом ряде стран: Республике Корея, США, Японии, Индии, России и т.д. [1]

Существуют различные вариации процесса: с применением металлического лития или прямое восстановление в ходе электрохимической реакции. Добавление металлического лития осложняет технологический процесс и накладывает дополнительные ограничения по безопасности [2,3].

В результате работ ИВТЭ УрО РАН 2016 года была показана реализуемость процесса в лабораторных условиях на примере восстановления двуокиси

урана (UO₂) в расплаве LiCl-Li₂O при температуре 650°C. Процесс вторичного восстановления проводят с корректировкой параметров электролиза в ходе процесса, ведется ступенчато гальваностатически, согласно измеряемому потенциалу катода относительно электрода сравнения. Для перехода от лабораторных аппаратов к промышленным установкам необходимо подтвердить работоспособность процесса без постоянной корректировки параметров, которые будут влиять на качество получаемого продукта. Известно, что такое управление процессом приводит к невоспроизводимости как режимов электролиза, так и свойств получаемых продуктов.

В процесс вторичного восстановления смешанного ядерного топлива литием, который электрохимически генерируется в катодном пространстве по реакциям



Высвободившийся ион кислорода переносится к аноду, на котором протекает реакция



Образовавшийся литий взаимодействует с оксидами актинидов, восстанавливая их до соответствующих металлов, сам при этом обратно возвращается в состояние Li₂O.



При этом процесс ведут с генерацией небольшого избытком лития. В связи с не высокой растворимостью оксида лития в хлориде лития возможно образование твердой фазы оксида лития на поверхности металлизующейся таблетки, растворение которого затруднено из-за локального пересыщения и в результате превышения предела растворимости. Такая фаза может затруднять последующую диффузию металлического лития к оксидам актиноидов и снижать эффективность металлизации.

Целью работы было экспериментальное проверка гальваностатического режима (без управления и корректировки параметров) процесса вторичного восстановления МОКС-таблеток электрохимическим методом в расплаве LiCl-Li₂O при температуре 650°C, и выявлению дополнительных проблем.

Для выполнения работы были внесены изменения в конструкцию лабораторного аппарата ИВТэ УрО РАН. Работа проводилась в инертном оборудовании. Содержание кислорода и влаги во время экспериментов составляло от 0,0 до 1,2 ppm и 0,7 – 0,8 ppm соответственно. На рисунке 1 представлены фрагменты металлизированной МОКС таблетки.



Рисунок 1 – Фрагменты МОКС таблетки после металлизации

В результате проведённых работ:

- показана возможность электрохимического восстановления МОКС-топлива в расплаве $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$;
- достигнутая степень восстановления составляет 96-98% от загруженных материалов в пересчете на металл;
- показано наличие коррозии конструкционных материалов оборудования;
- установлено отсутствие критерия полной металлизации даже при пропуске 200% избытка электричества;

Литература:

1. K. Nagarajan, B. Prabhakara Reddy, Suddhasattwa Ghosh, G. Ravisankar, K.S. Mohandas, U. Kamachi Mudali, K.V.G. Kutty, K.V. Kasi Viswanathan, C. Anand Babu, P. Kalyanasundaram P.R. Vasudeva Rao and Baldev Raj. Development of Pyrochemical Reprocessing for Spent Metal Fuels// Energy Procedia 7 (2011) 431–436.
2. T. Biju Joseph, N. Sanil, K. S. Mohandas, and K. Nagarajan, A Study of Graphite as Anode in the Electro-Deoxidation of Solid UO_2 in $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ Melt. // Journal of The Electrochemical Society, 162 (6) E51-E58 (2015).
3. Eun-Young Choi, Chan Yeon Won, Ju-Sun Cha, Wooshin Park, Hun Suk Im, Sun-Seok Hong, Jin-Mok Hur., Electrochemical reduction of UO_2 in $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ molten salt using porous and nonporous anode shrouds // Journal of Nuclear Materials 444 (2014) 261–269.

КОМПАКТНЫЙ АВТОМАТИЗИРОВАННЫЙ УЗЕЛ ОБРАЩЕНИЯ С ЖИДКИМИ СРЕДНЕАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ В ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНОМ РАДИОХИМИЧЕСКОМ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ КОМПЛЕКСЕ

П.И. Нечаев, С.С. Погляд

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

При проведении различных радиохимических процессов образуются большие объемы жидких САО, которые требуется перевести в форму подлежащую захоронению. Не все виды отходов подлежат прямому включению в цементный камень. При обращении с ними необходимо первоначальное концентрирование с последующим удалением примесей, препятствующих включению в стекло или керамические матрицы, таких как нитрат аммония, фторид ион и некоторые органические соединения. При проектировании Полифункционального радиохимического комплекса был проведен анализ составов потенциально образующихся жидких среднеактивных отходов, который показал, что отдельное обращение с каждым образующимся потоком отходов нецелесообразно, при этом в результате их усреднения получаются растворы азотной кислоты, которые могут включать нитрат аммония, продукты радиолиза экстрагентов (фторид ион, органические соединения). Поэтому целью работы стала разработка узла упаривания технологических среднеактивных отходов, который будет полностью эксплуатироваться и обслуживаться дистанционно.

В процесс переработки среднеактивных отходов входят следующие операции:

- подготовка раствора перед упариванием;
- разложение нитрата аммония методом озонирования;
- концентрирование (упаривание) среднеактивных растворов;
- регенерация азотной кислоты из вторичного пара выпарки методом ректификации с очисткой от фтор-ионов;
- конденсирование и щелочное связывание нитрат- и фтор-ионов из вторичного пара ректификации;
- концентрирование связанных нитрат- и фтор-ионов (упаривание);
- газоочистка отходящих газов процесса разрушения нитрата аммония и сдувок из промежуточных ёмкостей.

Одним из важных аспектов эксплуатации оборудования является дистанционное обслуживание и замена рабочих элементов аппаратов, поэтому все аппараты имеют небольшие габаритные размеры и устанавливаются на легко снимаемый крепеж. Выносные греющие камеры подсоединяются на легко разбираемые соединения, что позволяет осуществить их замену при помощи одной руки манипулятора. Выпарной аппарат представлен на рисунке 1. За счет применения многослойной теплоизоляции удалось достигнуть удельной мощности каждой греющей камеры в 7,5 кВт, при этом во всем объеме защитного оборудования не наблюдается превышение по температуре газовой атмосферы.

Ректификационная колонна так же обладает небольшими размерами, а вывод с различных ступеней позволяет выводить из нее как азотную кислоту с концентрацией 12 моль/л, так и более разбавленную азотную кислоту в зависимости от нужд кислотооборота Полифункционального радиохимического комплекса

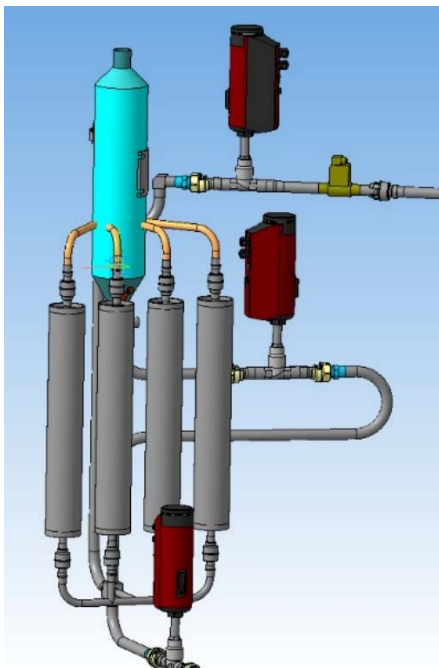


Рисунок 1 - Выпарной аппарат

Все греющие камеры расположены с одной стороны выпарного аппарат, что позволяет эффективнее использовать внутренний объем защитного оборудования. На рисунке 2 представлена компоновка оборудования узла упаривания САО в унифицированном технологическом модуле, используемом в Полифункциональном радиохимическом комплексе.

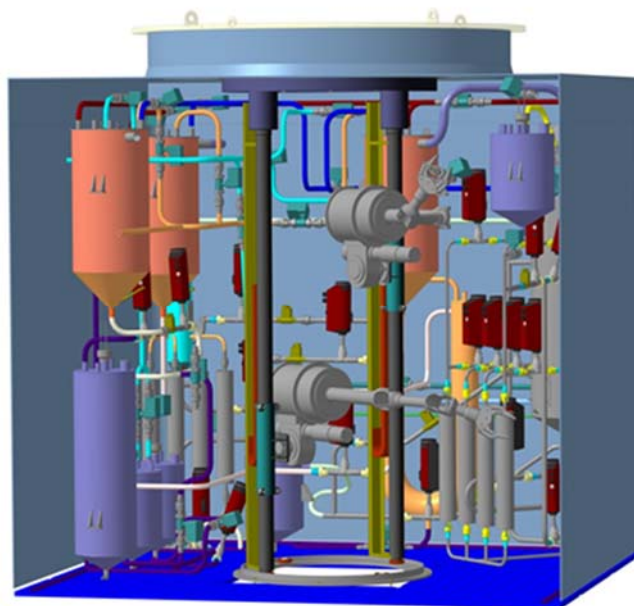


Рисунок 2 - Компоновка аппаратов узла упаривания среднеактивных отходов в унифицированном технологическом модуле

В результате выполненной работы разработано оборудование для обращения с жидкими САО для Полифункционального радиохимического комплекса, которое обладает высокой производительностью, малыми габаритными размерами и простотой обслуживания в условиях защитного оборудования. Изготовленный опытный образец оборудования доставлен в АО «ГНЦ НИИАР». В ходе испытаний планируется подтвердить заложенные в него конструктивные решения.

ВЫДЕЛЕНИЕ ЦЕЗИЯ ИЗ ИМИТАТОРА ОТРАБОТАННОГО ЭЛЕКТРОЛИТА

П.И. Нечаев, С.С. Погляд, А.Г. Осипенко, Н.С. Анкудинова

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В процессе переработки отработанного ядерного топлива возможно образование большого количества радиоактивных отходов, при нецелевом обращении с которыми возможно загрязнение объектов гидросферы делящимися материалами, продуктами деления, трансурановыми элементами.

Значительный вклад в удельную активность таких отходов, вносит долгоживущий β -излучающий радионуклид ^{137}Cs .

Для снижения объемов отходов возможно применение пирохимических методов переработки ОЯТ. Во многих из них реализуется электрохимическое выделение ядерных материалов из солевых систем, в основе которых присутствуют хлориды щелочных металлов. После извлечения ядерных материалов образуются значительные количества отработанного электролита, который представляет собой смесь хлоридов щелочных металлов с включением продуктов деления. Радионуклид ^{137}Cs обладает высокими значениями удельной активностью энерговыделения, что ограничивает предельное содержание его в таких солевых системах. При достижении содержания более 10% такие расплавы перестают кристаллизоваться и может наблюдаться неконтролируемый самогрев расплава даже при прекращении внешнего нагрева.

В настоящее время изучаются разные подходы к удалению цезия и иных продуктов деления из расплавов хлоридов щелочных металлов. Такими методами являются зонная плавка [1], направленная кристаллизация (изучаемая в Южной Корее) [2], сорбционная очистка с применением цеолитов (изучаемая в США) [3]. К сожалению, ни один из указанных методов не обладает высокими коэффициентами очистки менее 10 и не является селективным, в следствии чего, до 1/3 электролита удаляется в отходы.

Иным подходом к удалению цезия является его осаждение из расплава с применением солей переходных металлов и цианистой кислоты. Сорбенты на основе гексацианноферратов щелочных металлов показали свою эффективность по связыванию цезия в водных растворах. Поэтому целью работы стала экспериментальная проверка возможности удаления цезия из имитаторов отра-

ботанного электролита состава $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$ с присутствием CsCl добавлением гексацианоферрата (III) калия.

В ходе работы изучалось осаждение цезия гексацианоферратом (III) калия в виде порошка и гранулята. Выявлено, что при добавлении гранулята наблюдается пенообразование, при этом пена устойчива и не оседает самостоятельно. Изучалась полнота удаления цезия из расплавов с содержанием цезия 3,5,10 %масс (от массы расплава). Значения полноты удаления представлено в таблице 1. При осаждении использовался 100% избыток $\text{K}_3\text{Fe}(\text{CN})_6$ из расчета образования $\text{Cs}_3\text{Fe}(\text{CN})_6$.

Таблица 1 Остаточное содержание цезия после осаждения гексацианоферратом калия (III) в расплаве $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$.

m электролита, г	m Cs, г	Распределение Cs, %	
		расплав	тв фаза
12,89	0,39	0,60	0,40
35,63	0,69	0,20	0,80
36,43	1,25	0,34	0,66
23,87	0,34	0,48	0,52
30,58	0,72	0,47	0,53
38,41	0,91	0,24	0,76

Как можно видеть, распределение цезия между расплавом и осадком находится в широком диапазоне. При изучении структуры осадка было установлено, что осаждаемое соединение образует несколько фаз, соотношение между фазами изучено не было. Условия образования фаз будут исследованы в дальнейшем.

Литература:

1. Yung-ZunChoByung-GilAhnHee-ChulEunJin-SukJungHan-SooLee,. Melt Crystallization Process Treatment of LiCl Salt Waste Generated from Electrolytic Reduction Process of Spent Oxide Fuel // Energy Procedia, Volume 7, 2011, Pages 525-528.
2. Yung-Zun Cho, Gil-Ho Park, Han-Su Lee, In-Tae Kim, Dae-Seok Han, Concentration of Cesium and Strontium Elements Involved in a LiCl Waste Salt by a Melt Crystallization Process. // Nuclear Technology Volume 171, 2010 - Issue 3.
3. R. K. Ahluwalia, H. K. Geyer, C. Pereira, and J. P. Ackerman., Modeling of a Zeolite Column for the Removal of Fission Products from Molten Salt // Ind. Eng. Chem. Res. 1998, 37, 145-153.

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ПЕЧИ КАРБОТЕРМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА СМЕШАННОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА ДЛЯ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

А.А. Полосин, М.О. Бланк, С.Н. Ливенцов, Н.В. Ливенцова

ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск

Представленная работа выполняется в рамках проекта «Прорыв» Госкорпорации Росатом. Одна из задач проекта «Прорыв» заключается в замыкании ядерного топливного цикла. Данная задача может быть решена использованием реакторов на быстрых нейтронах в совокупности со смешанным уран-плутониевым топливом (СНУП-топливо).

Данное топливо планируется использовать с реакторами на быстрых нейтронах с целью достижения замыкания ядерного топливного цикла (зацикливания основных топливных процессов: изготовление топлива, обогащение, использование в реакторе, регенерация). Карботермический синтез (КТС) является одним из основных этапов в производстве СНУП-топлива.

Цель проводимых работ, состоит в повышении эффективности процесса производства СНУП-топлива. Промежуточные задачи исследования: теоретический анализ процесса КТС; создание математической и компьютерной модели процессов, происходящих в печи КТС; анализ разработанной модели; разработка алгоритмов системы автоматического управления (САУ) оборудованием печи КТС; внедрение модели печи КТС в программный комплекс КОД ТП.

Объектом моделирования является печь синтеза. Согласно технологии, топливные шашки, состоящие из графита и диоксидов урана и плутония, помещаются в печь, которая заполняется азотом, необходимым для протекания реакции. Топливные шашки спекаются в печи в течение 46 часов при температуре 1650 °С. Процесс, происходящий с элементами топливных шашек в печи КТС можно кратко описать основным химическим уравнением:



Существует проблема идентификации процесса КТС как объекта управления, которая заключается в отсутствие установок КТС находящихся в эксплуатации, что не позволяет получить переходные характеристики или любые другие экспериментальные данные. Исходя из этого, представленное в работе математическое описание основывается на: регламентированной технологией проведения синтеза; математических зависимостях из соответствующих областей науки и техники; математическом описании функционирования алгоритмов САУ.

Математическая модель разрабатывалась в соответствии с установленными требованиями по решению поставленных задач. Для разработанной модели

была произведена оценка адекватности и «реальности» результатов моделирования при помощи анализа основных аспектов модели.

Математическая модель была использована в качестве фундамента для разработки компьютерной модели. Программные алгоритмы функционирования модели разрабатывались при помощи программного комплекса Matlab на одноименном языке программирования. На рисунках 1 и 2 представлены некоторые результаты работы модели в виде графиков изменения количества реагентов и продуктов реакции в процессе синтеза.

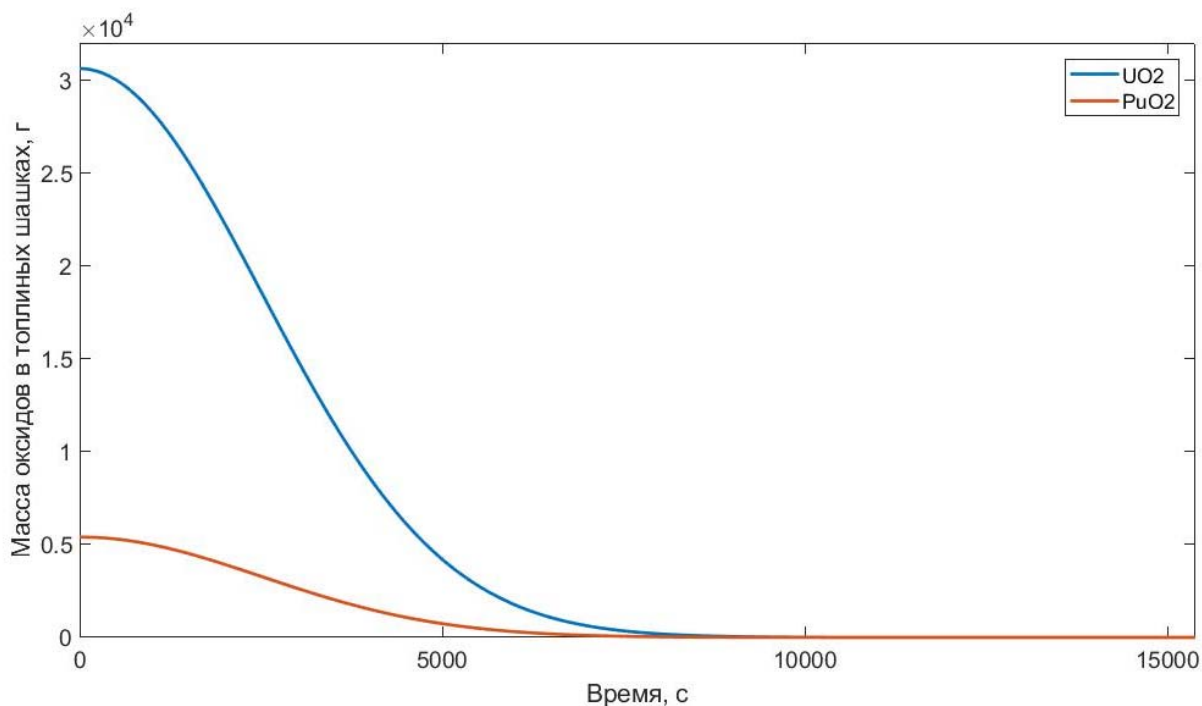


Рисунок 1 – Изменения количества оксидов в процессе синтеза

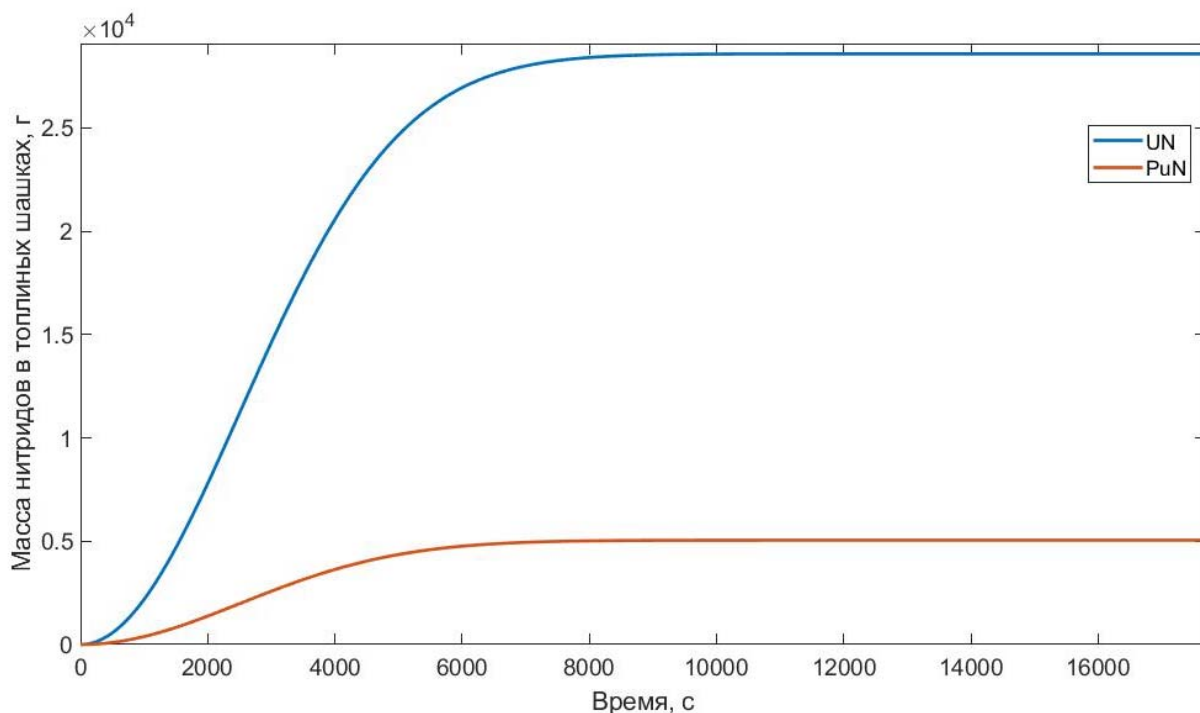


Рисунок 2 – Изменение количества нитридов в процессе синтеза

Разработанная модель печи КТС, смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, определяет влияние основных параметров печи на качество конечного продукта синтеза. Под основными параметрами печи понимаются такие как: размеры реторты и заретортного пространства; тепловые свойства материалов элементов печи; параметры настройки регуляторов САУ; мощность нагревательных ТЭН; расход насосов подачи и откачки газов и другие. Под качеством конечного продукта синтеза понимается количество успешно прореагировавших элементов.

Разработанная модель находит свое применение в вопросах: синтеза САУ печью КТС; анализа работоспособности и робастности различных алгоритмов управления; обучения персонала, являясь базой соответствующего программного тренажера; анализа оптимальности технологических процессов.

Модель планируется совершенствовать на основе экспериментальных данных полученных на реальной функционирующей установке КТС. Повышение адекватности расчетных данных позволит с большей точностью производить анализ и разработку алгоритмов САУ.

Конечным этапом разработки компьютерной модели является внедрение разработанных программных алгоритмов в программный комплекс КОД ТП.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ПРОЦЕССА ПОЛУЧЕНИЯ МАТРИЦ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ОСНОВЕ ОТРАБОТАННЫХ ДЕЗАКТИВИРУЮЩИХ РАСТВОРОВ И КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.А. Прыжевская¹, С.С. Погляд^{1,2}, А.А. Лизин^{1,2}, С.В. Томили²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В процессе переработки ОЯТ большое внимание уделяется обращению и иммобилизации технологических отходов, содержащих продукты деления. Однако, значительный объем радиоактивных отходов образуют так называемые нетехнологические: остатки оболочек, фрагменты облученных тепловыделяющих сборок, продукты коррозии, осадки и т.д. При этом часть нетехнологических радиоактивных отходов загрязнена отработавшим ядерным топливом, продуктами деления и долгоживущими актинидами.

Для целей окончательной изоляции радиоактивных отходов предлагается использовать устойчивые матрицы, например, кристаллическую керамику на основе муратаита. При этом существует возможность замены части стабильных компонентов шихты матричных материалов «нетехнологическими» радиоактивными отходами. Муратаит – редкий природный минерал, обнаруженный в щелочных пегматитах штата Колорадо, США и в России на территории Прибайкалья. Структурные исследования муратаита из Колорадо позволили

установить его кристаллохимическую формулу в виде $A_6B_{12}C_4TX_{40}$, где $A=Y$, Na ; $B=Ti$; $C=Fe$; $T=Zn$; $X=O$, F ($a = 14,89 \text{ \AA}$, $Z = 4$). Изучена радиационная и химическая устойчивость муратаита и по литературным данным керамические материалы на его основе обладают высокими показателями устойчивости. [1]

Для дезактивации защитных камер и боксов радиохимических производств обычно используются кислотные (HNO_3 - 0,5 %; $H_2C_2O_4$ - 0,5% и трилон Б – 0,5 %) и щелочные растворы ($NaOH$ - 5%; $KMnO_4$ -0,5 %). Для отверждения растворов после дезактивации их упаривают и кальцинируют. Образующиеся твердые остатки (кальцинаты от упаривания) смешивали с исходными компонентами шихты и плавил при температуре $1350^\circ C$ в течение 1 часа в воздушной атмосфере. Состав матрицы (масс%) 55% TiO_2 , 8,94% MnO_2 , 10% CaO , 5% Al_2O_3 , 5% Fe_2O_3 , 5% ZrO_2 , 11,06% сухой остаток от упаривания дезактивирующих растворов [2].

Фазовый состав сплавленной керамики был образован основной фазой кубического муратаита с параметром кристаллической решётки: $a = 14,63 \pm 0,01 \text{ \AA}$ (Рисунок 1) с примесью фазы перовскита. Химическую устойчивость полученной керамики изучали в бидистиллированной воде при температуре $90^\circ C$ [3]. Значения скоростей выщелачивания катионов полученной керамики приведены в таблице 1.

В рамках пирохимической переработки комбинированной схемы проекта Прорыв предполагалось применение операции снятия оболочки жидким цинком с последующей отгонкой цинка и переводом образующегося порошка в РАО [4]. Однако, этот порошок мелкодисперсен, пирофорен и может содержать следы актинидов. В ТВС РУ БРЕСТ-ОД-300 оболочки ТВЭЛа изготавливаются из стали ЭП-823.

Значения скорости выщелачивания основных структурообразующих элементов керамики изменяются от $5,3 \text{ г}/(\text{см}^2 \cdot \text{сут})$ для натрия (наиболее выщелачиваемый элемент) до $1,5 \cdot 10^{-4} \text{ г}/(\text{см}^2 \cdot \text{сут})$ для титана (наименее выщелачиваемый элемент). Повышенные значения скорости выщелачивания натрия и калия, по-видимому, определяются химической природой этих элементов.

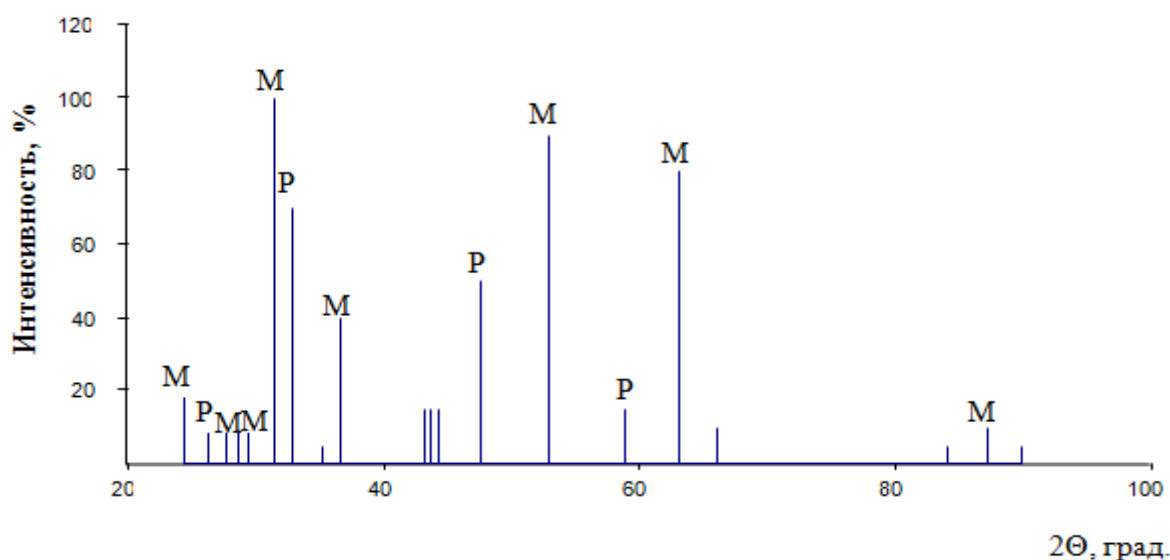


Рисунок 1 – Рентгенограмма плавленной керамики на основе муратаита (М- дифракционные рефлексы муратаита, Р- перовскита)

Таблица 1- Значения скоростей выщелачивания муратаитовой керамики с включенными кальцинатами дезактивационных растворов

Катионы	Скорость выщелачивания, г/(см ² ·сут)		
	3 сутки	7 сутки	14 сутки
Ca ²⁺	4,2·10 ⁻³	2,9·10 ⁻³	6,2·10 ⁻⁴
Ti ⁴⁺	1,5·10 ⁻⁴	8,9·10 ⁻⁵	5,8·10 ⁻⁵
Fe ³⁺	4,1·10 ⁻³	1,0·10 ⁻³	3,4·10 ⁻⁴
Al ³⁺	3,4·10 ⁻¹	1,3·10 ⁻²	4,5·10 ⁻³
Mn ⁴⁺	5,5·10 ⁻⁴	2,6·10 ⁻⁴	1,5·10 ⁻⁴
Na ⁺	5,3	6,4·10 ⁻²	2,0·10 ⁻²
K ⁺	7,4·10 ⁻³	5,5·10 ⁻³	1,7·10 ⁻³

Был проведен комплексный эксперимент по включению имитатора осадка редкоземельных элементов пирохимической части комбинированной схемы переработки ОЯТ в матрицу, полученную с заменой части шихты на порошок конструкционных материалов с операции отгонки цинка. Твердые остатки смешивали с исходными компонентами шихты и плавил при температуре 1350° С в течение 1 часа. Состав матрицы (масс%) 50 % TiO₂, 9,1% CaO, 9,1% MnO₂, 4,54% Al₂O₃, 4,54% ZrO₂, 13,63% ЭП-823 после операции отгонки цинка, 0,12% Eu₂O₃, 1,19% CeO₂, 1,18% Pr₂O₃, 1,26% Ln₂O₃, 3,78% Nd₂O₃, 0,12% Gd₂O₃, 0,28% Y₂O₃, 1,14 % Sm₂O₃. Рентгеновский фазовый анализ показал присутствие гексагональной фазы LaFe₄Ti₆O₁₉, и муратаита, положение рефлексов которого близко к фазе Ca_{2,5}Mn₂Ce_{0,5}Ti_{2,5}Zr_{0,5}FeAlO_{24,5}. Рентгенограмма представлена на рисунке 2. Результаты выщелачивания катионов из полученной керамики представлены в таблице 2. Полученные значения скоростей выщелачивания завышены, поскольку в качестве основы для расчетов взяты пределы обнаружения. Достигнутые значения позволяют говорить о перспективности подхода включения ВАО в керамику на основе муратаита.

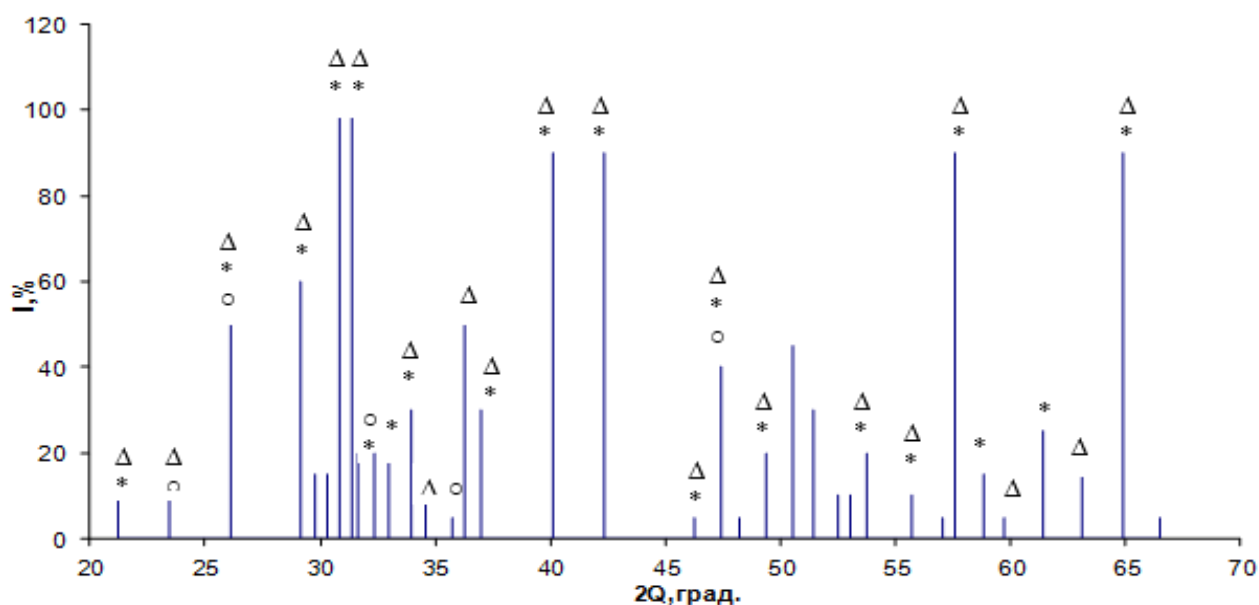


Рисунок 2- Рентгенограмма полученной керамики с имитаторами ВАО, где Δ- LaFe₄Ti₆O₁₉; *- муратаит; z-цирконолит.

Таблица 2- Значения скоростей выщелачивания муратаитовой керамики с включенными остатками конструкционных материалов

Период выщелачивания, сут	Скорость выщелачивания катионов, г/(см ² ·сут)					
	Fe	Cr	Zr	Zn	La	Al
3	$<3,78 \cdot 10^{-5}$	$<1,41 \cdot 10^{-3}$	$<1,15 \cdot 10^{-4}$	$<2,16 \cdot 10^{-4}$	$<6,56 \cdot 10^{-4}$	$<3,28 \cdot 10^{-4}$
7	$<3,24 \cdot 10^{-5}$	$<7,85 \cdot 10^{-4}$	$<9,87 \cdot 10^{-5}$	$<1,85 \cdot 10^{-4}$	$<5,62 \cdot 10^{-4}$	$<2,81 \cdot 10^{-4}$
14	$<2,43 \cdot 10^{-5}$	$<4,82 \cdot 10^{-4}$	$<7,40 \cdot 10^{-5}$	$<1,39 \cdot 10^{-4}$	$<4,21 \cdot 10^{-4}$	$<2,11 \cdot 10^{-4}$
28	$<1,35 \cdot 10^{-5}$	$<2,86 \cdot 10^{-4}$	$<4,94 \cdot 10^{-5}$	$<7,63 \cdot 10^{-5}$	$<2,81 \cdot 10^{-4}$	$<1,16 \cdot 10^{-4}$

В работе показана возможность использования муратаитовой матрицы для включения в ее состав нетехнологических радиоактивных отходов (остатков от упаривания дезактивационных растворов, остатков процессов обращения с конструкционными материалами). Полученные результаты существенно расширяют возможности материала на основе муратаита для изготовления плавящихся образцов как окончательных форм для геологической изоляции высокоактивных отходов.

Литература:

1. Лукиных А. Н., Томилин С. В., Лизин А. А., Юдинцев С. В., Стефановский С. В. Радиационная и химическая устойчивость полифазной кристаллической матрицы актинидных отходов на основе синтетического муратаита. // Радиохимия. 2008. Т. 50, № 5. С469-474.
2. Пат. 2643362 Российская Федерация, МПК G21F 9/16 (2006.01) Способ обращения с радиоактивными растворами после дезактивации поверхностей защитного оборудования. / Лизин А. А., Томилин С. В., Погляд С. С.; патентообладатель- Российская Федерация, от имени которой выступает Госкорпорация "Росатом", Акционерное общество "Государственный научный центр -Научно-исследовательский институт атомных реакторов" № 2017101380, заявл. 16.01.1917, опубл. 01.02.2018. Бюлл. № 4, 2018- 2с.
3. Standart Method for Static Leaching of Monolithic Waste Forms for Disposal of Radioactive Waste. — USA, West Conshohocken: American Society for Testing Materials (ASTM), 1998. P. 1220
4. K. N. Dvoeglazov, A. Yu. Shadrin, M. A. Kuzin, E. Yu. Pavlykevich, A.O. Makarov Interaction of nitric acid and Zn intermetallides of Fe, Cr, Ni obtained after stripping from EP823 steel solutions in zinc. // Procedia Chemistry. 2016. V. 21. P. 300-305.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА МАСС-СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ ДЛЯ КОНТРОЛЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ В ПРОДУКТАХ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Е.В. Смолянинова, Ю.А. Тадевосян, П.Д. Жижин

ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск

На радиохимическом заводе РТ-1, являющемся одним из завершающих звеньев замкнутого ядерного топливного цикла, осуществляется переработка ОЯТ с целью выделения делящихся материалов для повторного использования в энергетике, а также ряда других ценных компонентов.

В процессе повседневной деятельности радиохимический завод выполняет ряд важнейших задач: обеспечение безопасности производственных процессов (ядерной, радиационной, экологической, взрывопожаробезопасности), получение конечной продукции требуемого качества, обеспечение эффективного функционирования систем учёта и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, проведение научных исследований, внедрение новых технологических процессов. Все это обуславливает необходимость на производстве наличия лаборатории, осуществляющей аналитический контроль технологического процесса.

Одной из многочисленных задач аналитической лаборатории радиохимического завода (АЛЗ) является определение изотопного состава целевых продуктов переработки – соединений урана и плутония. В настоящее время для решения поставленной задачи на АЛЗ используется масс-спектрометрический метод.

Определение изотопного состава плутония проводится на твердофазном масс-спектрометре Triton Plus. Важным фактором при анализе высокотоксичного и радиоактивного плутония является достижения высокого уровня показателя точности, эффективности и экспрессности метода на фоне низких концентраций определяемого компонента. С этой целью предложено проводить измерение изотопного состава плутония на масс-спектрометре с индуктивно связанной плазмой Neptune Plus в совокупности с системой ввода пробы Aridus II, позволяющей проводить анализ проб с рабочей концентрацией определяемого элемента до 1 ppb.

Система Aridus II совмещает в себе концентрический распылитель C-Flow PFA и нагревающую фторуглеродную распылительную камеру с десольватационным модулем, содержащим тефлоновую мембрану. Конструкция Aridus II обеспечивает повышенную чувствительность исследуемого вещества.

Таким образом, для проведения данной работы необходимо:

- изучить технологию выполнения определения изотопного состава методом ИСП-МС с использованием альтернативной системы ввода пробы;
- провести серию измерений растворов государственных стандартных образцов изотопного состава плутония предложенным методом;

- рассмотреть возможность применения ИСП масс-спектрометра в совокупности с системой Aridus II для определения изотопного состава плутония;

В работе представлены измерения изотопного состава плутония в государственных стандартных образцах ГСО 8781-2006 и ГСО 8782-2006 методом ИСП-МС в совокупности с системой Aridus II. На основе полученных результатов измерения сделаны выводы о возможности применения данного метода для измерения изотопного состава плутония.

ИССЛЕДОВАНИЯ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАССОВОГО СОДЕРЖАНИЯ ТРИТИЯ В СМЕШАННОМ НИТРИДНОМ УРАН-ПЛУТОНИЕВОМ ОБЛУЧЁННОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ

Д.Е. Тихонова¹, В.Н. Момотов²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Введение.

Задачи высокоэффективного использования урана и плутония и создания технологических процессов замкнутого топливного цикла, ведущих к снижению объемов радиоактивных отходов при переработке топлива, определяют условия для развития крупномасштабной ядерной энергетики на основе быстрых реакторов. В качестве топливной композиции рассматривается уран-плутониевое моонитридное топливо, обладающее уникальным сочетанием теплофизических, служебных и физико-химических свойств [1]. Недостатками моонитридного топлива, содержащего естественный азот, является образование ¹⁴C и трития при облучении.

Благодаря политропному воздействию на ткани и органы, тритий является значительно более токсичным радионуклидом по сравнению с другими γ - и β -излучателями (такими как ¹³⁷Cs, ¹⁰⁶Ru), имеющими близкий характер распределения, так как в единице объема ткани он создает в 10-30 раз большую плотность ионизации. Кроме того, тритий обладает трансмутационным действием, способным вызывать генетические эффекты, что требует особого контроля над его распределением в процессе обращения с ОЯТ с целью недопущения попадания в окружающую среду.

В настоящее время самыми распространенными методами переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ) являются водно-экстракционные технологии. Если целенаправленно не выделять тритий из ОЯТ перед его растворением, он распределяется практически по всем водным технологическим продуктам схемы, что приводит к образованию большого объема тритийсодержащих радиоактивных отходов. Одним из предлагаемых путей решения данной проблемы является волоксидация (объемное окисление), позволяющая удалять тритий в начале технологической схемы переработки, что приводит к снижению количества тритийсодержащих жидких радиоактивных отходов и упрощает

дальнейшее обращение с ними [2]. Для оценки эффективности волоксидации, верификации расчетных кодов, уточнения параметров проектируемого узла переработки ОЯТ на строящемся в г. Северск опытно-демонстрационном энергокомплексе (ОДЭК) необходима надежная методика количественного определения трития в ОЯТ.

Результаты и обсуждение.

Процедура определения массового содержания трития в облученном нитридном топливе включает в себя следующие стадии: растворение навески топлива, получение конденсата, устранение мешающего влияния изотопа ^{106}Ru , определение содержания трития методом жидкостно-сцинтилляционного счета (ЖСС).

Растворение образца топлива проводили при нагревании в 8 моль·л⁻¹ азотной кислоте объемом 250 мл с использованием аппарата, представляющего собой коническую колбу Эрленмейера, снабженную дефлегматором, который в свою очередь соединен последовательно с ловушками, предназначенными для улавливания летучих продуктов деления, таких как йод, ^{14}C . Выбранный способ растворения позволяет количественно перевести навеску топлива в раствор, не растворяя при этом оболочку твэла. Конструкция аппарата должна исключить потерю трития в процессе растворения ОЯТ. Для доказательства отсутствия потерь трития была проведена серия экспериментов на модельных растворах азотной кислоты с известным содержанием трития с использованием аналогичного аппарата. Показано, что при нагревании до температуры 100°C в течение 7 часов убыль массы раствора в конической колбе Эрленмейера составляет менее 0,5%, а содержание трития остается неизменным в пределах погрешности метода ЖСС.

Поскольку тритий является бета-излучателем с самой низкой энергией и пробегом в детектируемой среде бета-частиц для определения массового содержания в растворе ОЯТ необходимо его отделение от основной части раствора. В качестве способа отделения была выбрана перегонка части раствора ОЯТ с последующим определением трития в полученном конденсате.

Для установления доли трития, перешедшего в конденсат при перегонке части раствора ОЯТ, необходимо определить коэффициент его перехода ($K_{\text{пр}}$).

Установление величины коэффициента перехода осуществляли с использованием модельных растворов азотной кислоты различной концентрации с известным содержанием трития. Показано, что величина $K_{\text{пр}}$ не зависит от кислотности раствора и пропорциональна соотношению мольных долей водорода в исходном растворе ОЯТ и конденсате. При объеме исходного азотнокислого раствора СНУП ОЯТ 250 мл и объеме получаемого конденсата 50 мл величина коэффициента $K_{\text{пр}}$ составила $0,24 \pm 0,02$. На основании полученных данных предложен алгоритм расчёта $K_{\text{пр}}$ при любых соотношениях объемов исходного раствора и конденсата.

С применением описанной установки был получен конденсат объёмом 50 мл путем перегонки исходного раствора СНУП топлива, облученного в реакторе БОР-60. На момент анализа выдержка топлива составляла 8 лет. Полученный конденсат не содержал значимых количеств радионуклидов за исключением трития. По результатам анализа содержание трития в образце ОЯТ составило $(8,5 \pm 1,1) \cdot 10^6$ Бк/г.

Применение данной процедуры для определения трития в образце СНУП ОЯТ, облученном в реакторе БН-600 и выдержанном на момент анализа в течение 1,5 лет, не привело к успеху, поскольку конденсат содержал значительное количество изотопа ^{106}Ru , мешающего определению трития.

По результатам γ -спектрометрического анализа содержание ^{106}Ru в конденсате составило $1,7 \cdot 10^7$ Бк/мл. Попытки определить содержание ^3H на полученном фоне активности ^{106}Ru методом ЖСС не увенчались успехом.

Было предпринято несколько попыток снизить содержание рутения в конденсате: выделение рутения методом ионообменной хроматографии, отгонка рутения с применением различных окислителей, учет вклада рутения в аппаратный спектр трития. В итоге был предложен способ отгонки рутения в виде тетраоксида с применением в качестве окислителя оксида серебра (II), позволивший снизить активность рутения до единиц беккерелей.

С использованием предложенной процедуры впервые в России проведено определение массового содержания трития в СНУП топливе, облученном в реакторе БН-600 в составе комбинированной экспериментальной ТВС (КЭТВС-1). Время эксплуатации КЭТВС-1 в реакторе составило 433,1 эфф.сут., выгорание 50 МВт·сут/кг. Время выдержки топлива на момент анализа 1,5 года. По результатам анализа содержание трития в топливе составило $(2,6 \pm 0,2) \cdot 10^6$ Бк/г.

Сопоставление экспериментальных данных с расчетными результатами показало превышение величины расчетного содержания трития над экспериментально установленным, что возможно, связано с диффузией трития через оболочку. Кроме того нельзя исключать неточность используемого расчетного кода в условиях неопределенности параметров облучения КЭТВС-1 в реакторе БН-600.

С учетом полученных результатов и сделанных предположений о миграции трития из топливной композиции, а также исходя из вопросов радиационной безопасности, необходимы исследования путей миграции трития в технологических контурах реакторной установки и оценки поступления трития в реакторные помещения и далее в окружающую среду. Нами были предприняты попытки определить содержание трития в оболочке твэла. Определение содержания трития проводили после растворения оболочки ТВЭЛа, облученного в составе КЭТВС-1, в азотной кислоте с добавлением плавиковой и получением конденсата объемом 50 мл. Отгонку рутения проводили по описанной выше схеме с использованием в качестве окислителя оксида двухвалентного серебра. По результатам анализа содержание трития составило $2,5 \cdot 10^5$ Бк/г оболочки твэла.

Для оценки эффективности операции волоксидации с использованием предложенной методики была проведена серия измерений содержания трития в образцах волоксицированного ОЯТ. Показано, что предложенные АО «ВНИИНМ» режимы волоксидации позволяют снизить содержание трития в СНУП ОЯТ до уровня $<0,23\%$ от его содержания в неволоксицированном образце.

Закключение. В результате проведенных исследований подготовлен проект методики определения массового содержания трития в облученном нитридном топливе с выдержкой менее двух лет. С использованием предложенного алгоритма определено содержание трития в СНУП ОЯТ реактора БОР-60, впервые в России определено содержание трития в СНУП ОЯТ реактора БН-600

с выдержкой менее 2 лет, оценено содержание трития в оболочке твэла реактора БН-600. Проведена оценка эффективности режимов волоксации СНУП ОЯТ для удаления трития.

Предложенный способ определения трития в СНУП ОЯТ оформлен в качестве секрета производства (ноу-хау) исключительные права на которое принадлежат АО «ГНЦ НИИАР».

Литература:

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А. Нитридное топливо для ядерной энергетики. М.: Техносфера, 2013 – 240 с.
2. Пат. Российской Федерации № 2619583. Способ окислительной обработки (волоксации) облученного ядерного топлива/ Меркулов И.А., Тихомиров Д.В., Жабин А.Ю. и др.

ОПЫТ КРУПНОМАСШТАБНОЙ НАРАБОТКИ КОНЦЕНТРАТА РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ИЗ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ЗАВОДА РТ-1

А.И. Широков, Ю.А. Ворошилов, К.В. Бугров, С.Н. Мальцев

ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск

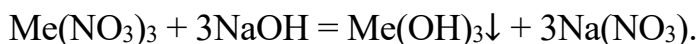
На ФГУП «ПО «Маяк» для получения препаратов РЗЭ (прометия-147, церия-144) применяется технология, в основу которой положен метод ионообменной вытеснительной хроматографии (ИВХ). Исходным сырьем для получения препаратов данных радионуклидов по существующей технологии является упаренный рафинат от переработки ОЯТ реактора ВВЭР.

Однако, на заводе РТ-1 также образуются рафинаты от переработки других типов ОЯТ, перспективные для наработки РЗЭ, но имеющие в своем составе макроколичества алюминия (до 30 г/дм³), что препятствует их переработке используемыми на заводе методами (упаривания, ИВХ и т.д.).

Кроме того, для обеспечения ядерно-безопасного обращения с данным продуктом в него может вводиться значительное количество обедненного урана, что также усложняет процесс выделения РЗЭ.

В связи с этим специалистами ЦЗЛ, были проведены исследования по разработке методов очистки концентрата РЗЭ от сопутствующих примесей. В результате на основании найденных в ходе лабораторных экспериментов данных были выданы рекомендации на реализацию процесса на производстве и проведены опытные операции на реальном продукте.

На первом этапе для решения задачи отделения целевого компонента от алюминия использовали метод щелочного осаждения. Как известно, данный метод широко используется для концентрирования РЗЭ. Гидроксиды лантаноидов относятся к классу труднорастворимых соединений и легко осаждаются щелочами из солевых растворов в виде объемистых аморфных осадков. Процесс осаждения РЗЭ описывается преимущественно следующим химическим уравнением реакции:



Технологический процесс щелочного осаждения РЗЭ включал в себя обратное осаждение РЗЭ крепким раствором гидроксида натрия (NaOH), отмывку полученного осадка от алюминия и последующее растворение осадка в азотной кислоте (HNO₃). В соответствии с химическим поведением элементов, на данной операции алюминий в силу своей амфотерности образует растворимые алюминаты, на чем и основано разделение РЗЭ и алюминия, в то время как уран образует нерастворимые гидроксиды, которые выводятся в осадок совместно с гидроксидами РЗЭ. Результаты проведения промышленных операций щелочного разделения РЗЭ от алюминия приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Результаты переработки раствора ВАО методом щелочного осаждения

Продукт / параметр	V _{общ} , м ³	V _{дек} , м ³	[ОН] ⁻ , моль/дм ³	U		Al		РЗЭ (Ce ¹⁴⁴)		
				кг	%	кг	%	кКи	%	
Исходный раствор	36,2	-	-	117	-	1260	-	588	-	
Декантат от щелочного осаждения	1	19,2	13,5	2,7	6,2	5,3	220	18	2,0	0,3
	2	26,7	17,3	2,2	2,9	2,5	290	23	26	4,4
	3	27,2	18,2	2,3	-	-	370	29	8,3	1,4
Щелочная промывка	1	27,4	18,2	1,9	0,8	0,7	140	11	3,5	0,6
	2	25,1	15,3	1,0	4,0	3,4	150	12	4,6	0,8
Водная промывка	1	25,1	16,2	1,0	3,7	3,2	31	2,4	16	2,7
	2	24,4	14,3	0,4	1,4	1,2	15	1,2	0,7	0,1
Выход в декантаты, % от исх.				19	16	1270	101	60	10	
Концентрат РЗЭ	15,6	-	-	91	77	3,1	0,2	413	70	
Материальный баланс				-	94	-	101	-	81	

Представленные данные свидетельствуют, что практически полное осаждение РЗЭ и отделение их от алюминия происходит при концентрации NaOH в равновесном (итоговом) растворе от 1,5 до 3,0 моль/дм³. При таких условиях коэффициент очистки РЗЭ от алюминия превысил 280.

Показано, что для удаления остаточного количества алюминия из осадка путем перевода в растворимую форму необходимо проведение как минимум двукратной промывки осадка от алюмината натрия раствором гидроксида натрия.

Уран, как и ожидалось, практически полностью выпадает в осадок. Причем ввиду высокого содержания урана в исходном растворе происходит значительное увеличение объема и времени отстаивания осадка, что могло являться причиной частичного сброса гидроксидов РЗЭ при декантации маточных растворов.

Полное вскрытие промытого осадка достигается при обработке осадка раствором 2,0 - 3,0 моль/дм³ HNO₃ и нагревании раствора «острым паром» до температуры 70 °С.

Для определения полноты осаждения и высоты слоя осадка после каждой операции отстаивания проводили сканирование активности по высоте реактора-отстойника (см. рисунок 1).

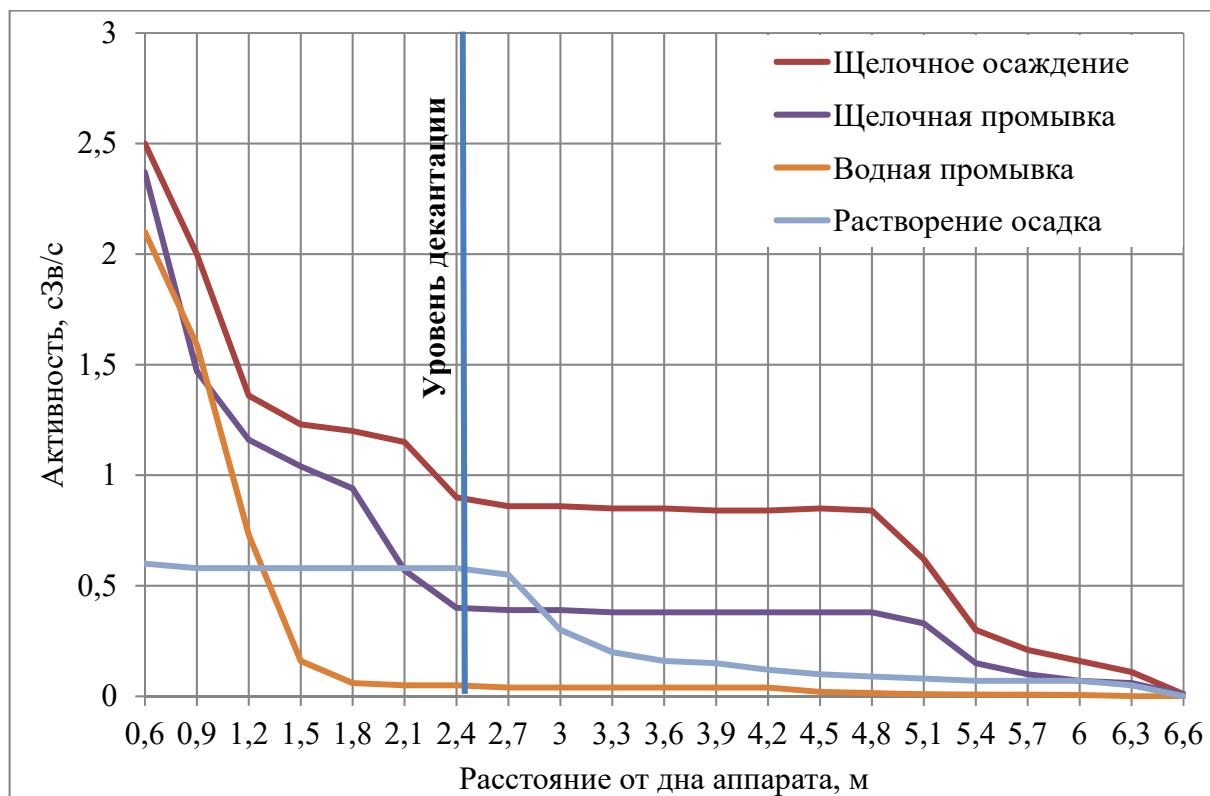
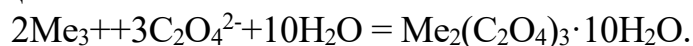


Рисунок 1 - Результаты сканирования активности по высоте аппарата

На следующем этапе работ с целью очистки выделенного концентрата РЗЭ от урана и остаточного количества алюминия проводили стадию оксалатного осаждения.

Технологический процесс получения оксалатов РЗЭ включал в себя: подготовку исходного раствора (нейтрализация кислоты), осаждение РЗЭ раствором щавелевой кислоты, отмывку полученного осадка от сопутствующих примесей конденсатом и последующее растворение осадка в азотной кислоте.

Химический процесс осаждения описывается следующим уравнением реакции:



В ходе промышленных операций было подтверждено, что количественное осаждение РЗЭ (более 90 %) достигается при концентрации азотной кислоты в исходном растворе не более 0,4 моль/дм³ и массовом содержании щавелевой кислоты в равновесном (итоговом) растворе от 35 до 40 г/дм³ (см. таблицу 2). При таких условиях уран и алюминий образуют растворимые комплексы с оксалат-ионом и остаются в маточном растворе. При этом по результатам сканирования активности по высоте аппарата было отмечено существенное уменьшение объема осадка по сравнению с операцией щелочного осаждения.

Установлено, что полное вскрытие промытого осадка достигается при концентрации HNO₃ в итоговом растворе от 4,0 до 5,5 моль/дм³ и длительном нагревании раствора «острым паром» до температуры 90 °С.

Коэффициенты очистки РЗЭ от урана на стадии оксалатного осаждения составляли не менее 12.

В целом результаты опытных операций, проведенных на реальном продукте, подтвердили закономерности, выявленные на модельных растворах, и показали работоспособность предложенной технологии.

Таблица 2 – Результаты переработки концентрата РЗЭ методом оксалатного осаждения

Продукт / параметр	V _{общ} , м ³	V _{дек} , м ³	[Н ₃ О ⁺], моль/дм ³	U		Al		РЗЭ (Ce ¹⁴⁴)		
				кг	%	кг	%	кКи	%	
Исходный раствор	16,4	-	2,9 (0,3)*	71	100	87	100	310	100	
Оксалатный декантат	1	-	15,7	1,0	29	41	41	47	7,0	2,2
	2	-	16,6	0,9	26	37	33	38	5,4	1,7
Водная промывка	1	-	12,0	0,3	5,4	7,6	5,1	5,9	1,3	0,4
	2	-	14,8	0,2	1,5	2,1	н/о	-	0,2	0,1
Выход в декантаты, %				62	87	79	91	14	4,4	
Концентрат РЗЭ	16,3	-	4,5	4,4	6,2	н/о	-	229	74 (80)**	
Материальный баланс, %				93		91		78 (84)**		
Примечание: * – молярная концентрация азотной кислоты после нейтрализации; ** – выход Ce ¹⁴⁴ с учетом распада (за 31 сут. распалось 7,3 %)										

Показано, что комбинирование методов щелочного и оксалатного осаждения позволяет выделять фракцию РЗЭ из растворов ВАО сложного солевого состава и при этом производить эффективное удаление до 99 % алюминия и более 90 % урана.

Таким образом, полученные в ходе промышленных операций очищенные от сопутствующих примесей концентраты РЗЭ могут быть использованы для дальнейшей переработки в цехе изотопного производства.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ОСАДИТЕЛЬНЫХ МЕТОДОВ ОЧИСТКИ УРАНА ИЗ УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ

К.О. Щербакова¹, А.С. Корнилов¹, А.О. Макаров¹, Е.В. Питеркина²

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

Действующее в АО «ГНЦ НИИАР» производство Мо-99 приводит к образованию большего количества урансодержащих отходов. Переработка и компактизация этих отходов является одной из основных задач, которые необходимо решить в ближайшее время. В данный момент в мире существует большое количество технологий переработки и хранения урансодержащих продуктов облученных мишеней. Наиболее широко используются такие технологии выделения урана и очистки его от продуктов деления, как PUREX, газо-фторидные технологии, пирохимия, однако, все эти технологии требуют

дорогостоящего оборудования и предназначены для масштабных производств, например, заводов по переработке ОЯТ.

Целью работы является получение экспериментальных данных в обоснование технологии регенерации урана осадительными методами для возврата урана в производственный цикл получения Мо-99.

В ходе работы исследован процесс кислотного и карбонатного растворения урансодержащих отходов. Исследованы новые способы селективного осаждения оксалатов продуктов деления из растворов урана, позволяющие снизить содержание продуктов деления в уране в 2000-8000 раз. Разработаны новые способы выделения урана из оксалатных маточных растворов, обеспечивающие степень осаждения урана не менее 99%.

АЛЮМОФТОРФОСФАТНЫЕ СТЁКЛА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ МОЛИБДАТНЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, С.В. Томилин, М.А. Кузин, Т.А. Михайлова

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время ведутся исследования и разработки по переработке отработавшего топлива в расплавах молибдатов щелочных металлов [1]. Системы расплавленных молибдатов щелочных металлов имеют ряд преимуществ по сравнению с расплавами хлоридов щелочных металлов - это отсутствие необходимости поддержания инертной атмосферы, а также отсутствие коррозионно-активного элемента – хлора.

После растворения облученного топлива и извлечения урана и плутония основные продукты деления остаются в молибдатном расплаве, в ходе регенерации которого будут образовываться два вида твердых высокоактивных отходов: молибдатный осадок, содержащий основное количество продуктов деления, и отработавший электролит (после многократного использования).

В качестве матриц, фиксирующих радионуклиды, для отверждения отходов высокого уровня активности использовали фосфатные стёкла состава $\text{Na}_2\text{O}-\text{Al}_2\text{O}_3-\text{P}_2\text{O}_5$. Перспективность использования фосфатных стекол в качестве матрицы для включения молибдатного осадка обусловлена рядом факторов: высокая радиационная стойкость, широкий спектр методов получения, относительная легкость изготовления [2]. Высокая абсорбционная способность по отношению к сверхвысококачественному излучению основного компонента представленной матрицы – метафосфата натрия – позволяет проводить выплавку стекла в микроволновой печи, что значительно облегчает процесс получения модельных образцов в сравнение с печью сопротивления [3].

Для получения отходной формы был проведён эксперимент, в ходе которого имитаторы основных продуктов деления ОЯТ добавляли в расплав состава

$K_2MoO_4 - Li_2MoO_4 - MoO_3$, после чего проводили регенерацию полученного плава. В ходе регенерации получили молибдатный осадок. Осадок и электролит после регенерации были количественно проанализированы на содержание в них введенных компонентов- имитаторов ПД эмиссионно-спектральным методом. Результаты химического анализа компонентов расплава и полученного осадка после регенерации представлены в таблице 1.

Таблица 1- Результаты химического анализа

Элементы	Молибдатный осадок, ω %	Регенерированный электролит, ω %
Cs	0,003	0,006
Nd	0,734	<0,01
Pr	0,314	<0,01
Sm	0,265	0,048
Zr	0,026	<0,01
Sr	<0,01	<0,01
Ce	0,227	0,017
La	0,3	<0,01

В нерастворимом молибдатном осадке присутствуют основные имитаторы продуктов деления – редкоземельные элементы, а так же некоторые металлы. Замечено, что цезий находится и в нерастворимом осадке, и в регенерированном электролите. Молибдат цезия растворим, поэтому его обнаружение в нерастворимом осадке предположительно связано с соосаждением цезия в составе двойных и тройных нерастворимых молибдатов.

Получение стеклообразцов осуществляли в СВЧ-печи мощностью 800 Вт. Варку стекла осуществляли в кварцевом тигле при температуре 800 °С. Для снятия внутримолекулярного напряжения и предотвращения кристаллизации стекла, образец подвергали отжигу в течение 2 часов при температуре 250 °С. В таблице 2 представлены составы полученных матриц. На рисунке 1 представлены фотографии полученных матриц.

Таблица 2 – Состав изготовленных стеклообразцов

Компонент	Содержание компонента, ω, %		
	Образец МС-1	Образец МС-2	Образец МС-3
NaPO ₃	80	79	77,5
AlF ₃	16	15	15
Al ₂ O ₃	1	1	0,5
Молибдатный осадок	3	5	7



а) б) в)
Рисунок 1 - Фото образцов МС-1(а), МС-2(б), МС-3(в)

Полученные стеклообразцы по результатам рентгенографического анализа (рентгеновский дифрактометр ДРОН-7, $\text{CuK}\alpha$ -излучение) были аморфными. На рентгенограммах отсутствовали дифракционные рефлексы кристаллических фаз.

Для изучения химической устойчивости использовали образец МС-1, состав которого приведён в таблице 2, изготовленного в форме таблетки. Изучение химической устойчивости проводили в бидистиллированной воде при 25 °С, продолжительность выщелачивания составляла 3, 7, 14, 21, 28 суток.

Значения скорости выщелачивания элементов из матрицы на 28 суток составили, г/(см²*сут): $4,8 \cdot 10^{-4}$ (Na); $1 \cdot 10^{-4}$ (Al); $7 \cdot 10^{-4}$ (P); $4,8 \cdot 10^{-5}$ (Mo); $1,6 \cdot 10^{-4}$ (Ba); $1,5 \cdot 10^{-4}$ (La); $1,4 \cdot 10^{-4}$ (Eu), $1,5 \cdot 10^{-4}$ (Gd).

В результате выполненной работы показана возможность включения отходов, образующихся при регенерации молибдатного расплава с имитаторами основных продуктов деления ОЯТ. Показано применение сверхвысокочастотного излучения для плавления основных стеклообразующих компонентов фосфатного стекла. Такой способ плавления исходных компонентов стеклофритты для изготовления стеклообразцов обладает существенным преимуществом по сравнению с плавлением в печи сопротивления - время плавления стекла сокращается при этом до 10-15 минут, что приводит к существенному снижению затрат энергии.

Литература:

1. Names A., Tkac P., Paulenova A., Willit, J., Williamson M. Investigation of molybdate melts as an alternative method of reprocessing used nuclear fuel. *Journal of Nuclear Materials*. 486. 10.1016/j.jnucmat.2017.01.027.
2. Полуэктов П.П., Суханов Л.П., Матюнин Ю.И. Научные подходы и технические решения в области обращения с радиоактивными отходами // *Российский химический журнал*, 2005. Т. 49, № 4. С. 29–41.
3. Лавринович Ю.Г., Бычков А.В. Обращение с отходами неводных методов переработки отработавшего ядерного топлива: обзор. — Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. — 111 с.

НУКЛИДНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ГРАВИТАЦИОННОГО ЭЖЕКЦИОННО-СТРУЙНОГО ЭКСТРАКТОРА ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ ОТХОДОВ ПРОИЗВОДСТВА МОЛИБДЕНА-99

Р.Г. Абдуллов^{1,2}, Д.С. Петренко², М.Н. Смирнов^{1,2}

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Для реакторной наработки ^{99}Mo в АО «ГНЦ НИИАР» используются алюминиевые мишени с сердечниками, изготовленными из интерметаллида урана $\text{UAl}(3-4)$. Радиохимическая технология переработки основана на щелочном растворении облученных мишеней.

В процессе переработки уран переходит в форму нерастворимого (в щелочной среде) диураната натрия и диоксида урана, а ^{99}Mo остается в маточном растворе. Образующийся осадок содержит до 60% продуктов деления ^{235}U , и, как показали модельные эксперименты, некоторое количество солей алюминия. Урансодержащий осадок при фильтрации технологического раствора собирается на фильтре, который помещается в специальный контейнер и направляется на временное хранение. В дальнейшем предполагается регенерация урана из этих отходов для его повторного использования в технологии производства ^{99}Mo .

Один из вариантов технологии регенерации урана из отходов производства ^{99}Mo основан на классическом экстракционном Пурекс-процессе [1], для реализации которого применяются многокаскадные экстракторы. В рамках настоящей работы проведена оценка возможности использования в технологии регенерации урана гравитационных эжекционно-струйных экстракторов ящичного типа.

На первой стадии работы были отработаны режимы экстракции урана 5% раствором ТБФ (трибутилфосфат) в декане из азотнокислых растворов и его последующей реэкстракции. Параметры экстракции урана при концентрации азотной кислоты 2 моль/л и концентрации урана в растворе от 0,62 до 43,27 г/л были определены в статических экспериментах. Полученные данные были использованы для построения математической модели, описывающей распределение урана в ячейках экстрактора. Для отработки математической модели экспериментально изучили распределение урана с использованием опытного образца экстрактора.

Полученные результаты подтвердили возможность организации процесса извлечения урана из перерабатываемого раствора уран-содержащего осадка – отходов производства ^{99}Mo – с использованием имеющегося в наличии экстракционного оборудования. Выход урана составил ~98%, а производительность переработки не менее 90 грамм урана в сутки. Дальнейшие этапы работы будут направлены на оптимизацию условий протекания процессов.

Литература:

1. Громов Б.В. Химическая технология ядерного топлива: Учебник для вузов/ Б.В. Громов, В.И. Савельев, В.Б. Шевченко. - М.: Энергоатомиздат, 1983. - 352 с.

СПЕЦИФИКА СВАРКИ РАДИОИЗОТОПНЫХ ИЗДЕЛИЙ

С.А. Андреев, Е.М. Табакин, А.В. Каплин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одним из основных направлений деятельности АО «ГНЦ НИИАР» является производство радиоизотопной продукции. Конструкции большинства изделий представляют собой малогабаритный тонкостенный корпус с размещённым внутри материалом, герметизируемый сваркой. Особенности сварки таких изделий связаны с необходимостью обеспечения точной сборки под сварку, выбором способов и режимов сварки, обеспечивающих необходимое формирование сварного шва.

Целью работы являлось повышение качества сварных соединений малогабаритных тонкостенных изделий за счёт изучения влияния различных факторов при сборке и сварке.

Определяющим фактором, влияющим на качество тонкостенных сварных соединений, является качество сборки. Было установлено, что максимальный допустимый зазор при сборке может составлять 75-100% от толщины свариваемых кромок. Однако необходимо обеспечивать равномерность зазора по всей длине стыка для предотвращения образования дефектов, либо определить приёмы, позволяющие снизить величину зазора до минимальных значений.

Такой приём был применён при изготовлении закрытых альфа-источников на основе кюрия-244, используемых при проведении космических исследований (рис. 1.).

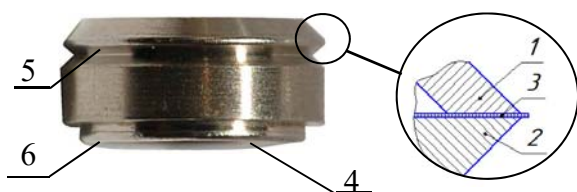


Рисунок 1 – Внешний вид источник на основе Cu-244 и конструкция сварного соединения. 1- шайба, 2-корпус, 3- окно, 4- пробка, 5 - сварной шов №1, 6- сварной шов №2



Рисунок 2 – Кондуктор для сборки и сварки. 1 - смотровое окно

Конструкция источника (рис. 1) состоит из корпуса диаметром $\varnothing 9 \pm 0,01$ мм. Герметизируется корпус после размещения в нем подложки с осаждённым Cu-244 путем приварки поочередно пробки и окна с шайбой. Окно изготавливается из титановой фольги, толщиной 0,003 мм. Для качественной приварки фольги к корпусу необходимо обеспечить плотное прилегание и высокую точность сборки деталей. Плотное прилегание деталей достигалось доработкой комплектующих элементов путём шлифования сопрягаемых поверхностей с применением алмазной пасты.

Для точного позиционирования деталей в процессе сборки и сварки и их плотной фиксации были разработаны специальные приспособления – кондукторы (рис. 2). Перед сваркой таких деталей с помощью лазерной сварки

по периметру соединения выполнялись прихватки. Применение лазерной сварки обеспечивает локальное расплавление свариваемых кромок при точной фокусировке луча. Выполнение прихваток шва №1 выполнялось через смотровое окно 4.

Результаты контроля герметичности и металлографических исследований подтверждают высокое качество сварных соединений (рис. 3).

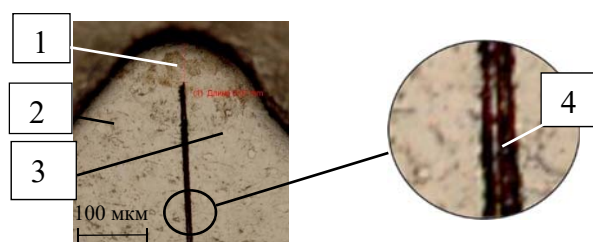


Рисунок 3 – макроструктура сварного шва 1 – сварной шов, 2 – шайба, 3 – корпус, 4 – окно (фольга толщиной 0,003 мм)

Перспективным с точки зрения лечения онкологических заболеваний методом брахитерапии является микроисточник гамма-излучения на основе радионуклида кобальта-60 с тросовым держателем.

Основной частью источника является герметичный корпус в виде капилляра (диаметром 1,0 мм, толщиной стенки 0,14 мм, длиной 5,0 мм) из стали марки 12Х18Н10Т, внутри которого располагается радионуклид кобальт-60 (рис. 4). Корпус источника с помощью сварки соединяется с тросом диаметром 0,9 мм и длиной 2180 мм (сварной шов №1). Трос, изготовленный из стальных проволок марок 302 и 316L состоит из свариваемых между собой гибкой и жесткой частей.

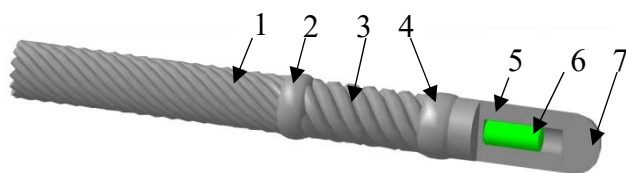


Рисунок 4. Конструкция микроисточника: 1, 3 — жёсткий и гибкий тросы соответственно; 2, 4, 7 — первый, второй и третий сварные швы соответственно; 5 — корпус; 6 — радионуклид Co-60

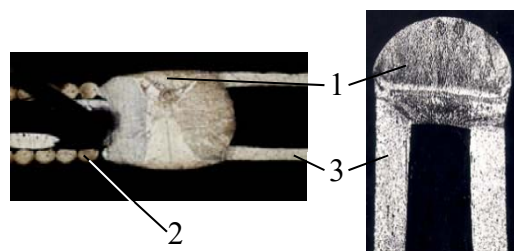


Рис. 5. макроструктура сварных соединений а) шва №2; б) герметизирующего шва №3: 1 — сварной шов; 2 — гибкий трос; 3 — корпус

Эти соединения выполняются по единому принципу: торцы обеих деталей предварительно оплавливают аргонодуговой сваркой в режимах, позволяющих за счёт сил поверхностного натяжения получить необходимую полусферическую форму оплавливаемых участков. Затем эти полусферы механически обрабатывают до получения взаимно- параллельных поверхностей свариваемых кромок. Далее производят сборку в приспособлении, обеспечивающим соосное расположение и осуществляют лазерную сварку в импульсном режиме. После загрузки в корпус радиоактивного Co-60 осуществляется его герметизация с помощью аргонодуговой сварки неплавящимся электродом методом оплавления торца на полуавтоматической установке (третий сварной шов), управляемой дистанционно.

Дополнительно, расчетным способом было установлено влияние сил поверхностного натяжения на снижение пористости при выполнении гермети-

зирующего шва. С учетом этого фактора были определены оптимальные режимы сварки, обеспечивающие высокое качество сварных соединений.

До настоящего времени технологии изготовления миниатюрных тросовых источников для аппаратного введения в России не существовало.

ОТРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ ПРИМЕСЕЙ В ПРЕПАРАТЕ МОЛИБДЕНА-99

В.Г. Бондарева¹, А.В. Борзова¹, Г.В. Гончарова¹, В.А. Дитяткин¹,
А.Ю. Енизеркина¹, Е.В. Черноокая^{1,2}

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Как и к любому радиоактивному изотопу, применяемому в ядерной медицине, к ⁹⁹Mo предъявляется ряд жестких требований по чистоте. Одним из контролируемых параметров препарата является отношение активности α -излучающих примесей к общей активности ⁹⁹Mo, которое не должно превышать 1×10^{-7} % на день калибровки. Требования к методикам контроля качества препарата «Молибден-99» регламентируются Национальными Фармакопеями (US Pharmacopeia, European Pharmacopeia и т.п.). В этих документах приводится описание методик, рекомендуемых для контроля качества конечной продукции.

Содержание α -излучающих радионуклидов в препарате контролируется методом α -спектрометрии. Требуемая чувствительность этого метода анализа достигается лишь при условии >100 -кратного подавления фона от основного радионуклида (⁹⁹Mo). В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» контроль содержания вышеперечисленных радионуклидов осуществляется в отложенных пробах – после продолжительной (12-14 дней) выдержки, необходимой для распада короткоживущего ⁹⁹Mo. Подобный подход гарантирует корректность определения α -излучателей на уровне 10^{-8} - 10^{-9} %.

Вместе с тем, эта методика существенно отличается от рекомендованной в Европейской Фармакопее [1], предусматривающей радиохимическое выделение определяемых радионуклидов. Кроме того, используемая методика не позволяет своевременно информировать Заказчика о качестве поставленной партии продукции, что противоречит требованиям Фармакопеи.

Методика, рекомендуемая Европейской Фармакопеей [1], предусматривает отделение (очистку) α -излучающих примесей от ⁹⁹Mo методом ионного обмена, подготовку пробы к измерению α -спектра (нанесение радионуклидов на плоскую подложку методом электрохимического выделения), и, собственно, измерение альфа-спектра.

В соответствии с поставленной задачей, авторами были выполнены работы по адаптации «фармакопейной» методики определения альфа-излучающих примесей в части выделения и очистки примесей от ⁹⁹Mo и подготовки пробы к измерению α -спектра. Прямое повторение методики, описанной в Европейской фармакопее [1] показало, что в ней существует ряд недостатков, связанных

с особенностями процесса разделения α -излучающих примесей и ^{99}Mo и процесса электрохимического выделения определяемых примесей. В частности, отмечался низкий и нестабильный выход определяемых примесей (40-60%). В связи с этим проведены экспериментальные исследования по отработке:

- режимов и условий ионообменного хроматографического выделения α -излучающих примесей;
- режимов электрохимического выделения α -излучающих на подложку из нержавеющей стали.

В результате работы были получены данные по хроматографическому разделению α -излучающих примесей и радионуклида ^{99}Mo на катионообменной и анионообменной смолах, кинетические кривые электрохимического осаждения α -излучающих примесей на нержавеющую подложку в зависимости от природы электролита. Показана возможность эффективного разделения определяемых примесей и ^{99}Mo как на катионообменной смоле AG 50x8, так и на анионообменной смоле AG 1x8, как указано в Фармакопее [1]. Уточнены режимы электрохимического осаждения α -излучающих примесей на нержавеющую подложку, обеспечивающие количественное извлечение примесей из раствора с выходом не менее 90%.

Полученные результаты использованы при разработке методики выполнения измерений, которая в настоящее время проходит метрологическую аттестацию.

Литература:

1. Европейская фармакопея. 7.0 [Текст]: - 7-е изд. – М.: Ремедиум, 2011.

МЕТОДИКА КОНТРОЛЯ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ПРИМЕСЕЙ В ПРЕПАРАТЕ ХЛОРИДА РАДИЯ-223

И.Л. Буткалюк¹, А.Ю. Фахрутдинова², П.С. Буткалюк¹,
А.С. Куприянов¹, Р.Г. Абдуллов^{1,2}, Р.А. Кузнецов²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Препарат $^{223}\text{RaCl}_2$ показал хорошую эффективность для паллиативной терапии костных метастазов от рака предстательной железы. Основным способом получения ^{223}Ra является его периодическое генерирование из долгоживущего материнского радионуклида ^{227}Ac , который в свою очередь можно получить, облучая ^{226}Ra нейтронами ядерного реактора. В АО "ГНЦ НИИАР" проводятся эксперименты, связанные с получением опытных образцов препарата $^{223}\text{RaCl}_2$ и определением их характеристик. Основными контролируемыми параметрами являются: объемная активность ^{223}Ra , содержание радиоактивных и нерадиоактивных примесей, концентрация растворителя.

Среди радиоактивных примесей, содержащихся в препарате ^{223}Ra , особого внимания заслуживает ^{227}Ac . С одной стороны, он является долгоживущим альфа-излучателем, способным накапливаться в организме и приводить

к длительному облучению пациентов. С другой стороны, в силу особенностей схемы распада, анализ его содержания в препарате ^{223}Ra сильно затруднен. При прямом измерении методом альфа-спектрометрии предел обнаружения ^{227}Ac составляет $\sim 1 \div 4\%$ от активности ^{223}Ra в образце, что явно недостаточно для его безопасного медицинского применения.

В данной работе предложена методика определения содержания ^{227}Ac , основанная на его предварительном выделении из аликвоты препарата $^{223}\text{RaCl}_2$ методом катионообменной хроматографии с последующим измерением методом альфа-спектрометрии. Выделение проводится путем сорбции на сильноокислой катионообменной смоле BioRad AG 50x8 с последующим элюированием раствором ЭДТА в ацетатно-аммиачном буферном растворе. Проанализировано влияние таких параметров, как концентрация ЭДТА, pH и состав буферного раствора, на коэффициенты распределения радия и актиния между сорбентом и водной фазой. Найдено, что при концентрации ЭДТА 0,01-0,02 моль/л и pH 4,5-5 ^{227}Ac элюируется 4-10 колоночными объемами, в то время как ^{223}Ra надежно удерживается сорбентом.

Кроме ^{227}Ac в препаратах может присутствовать другой дочерний продукт распада актиния - ^{227}Th . Измеренные пределы обнаружения ^{227}Th на фоне ^{223}Ra методами альфа и гамма-спектрометрии составляют 0,16% и 0,4 % соответственно. Показано, что в выбранных условиях торий и актиний ведут себя практически одинаково, поэтому предложенную методику можно использовать не только для определения ^{227}Ac , но и ^{227}Th .

При анализе опытных партий препарата ^{223}Ra разработанная методика позволила измерить содержание ^{227}Ac на уровне $\sim 1 \cdot 10^{-5}\%$ и ^{227}Th на уровне $\sim 2 \cdot 10^{-4}\%$.

СООСЖДЕНИЕ АКТИНИЯ-227 С ФТОРИДОМ СВИНЦА

П.С. Буткалюк¹, К.О. Щербакова¹, И.Л. Буткалюк¹,
Р.А. Кузнецов²

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

Долгоживущий радионуклид ^{227}Ac используется для получения препаратов на основе ^{223}Ra , применяемых в паллиативной терапии костных метастазов от рака предстательной железы. Одним из способов получения ^{227}Ac является облучение ^{226}Ra нейтронами ядерного реактора. В АО «ГНЦ НИИАР» для облучения радия используются реакторные ампулы с оболочкой из стали 12X18Н10Т, содержащие композицию $\text{RaPbO}_3/\text{PbO}$. Свинец играет роль теплового носителя и инертного разбавителя для радия.

После растворения облученного материала раствор содержит соли радия, актиния, тория, а также примеси, являющиеся продуктами коррозии материала оболочки ампулы (Fe, Cr, Ni). Затем проводят последовательное выделение «невыгоревшего» радия путем соосаждения с нитратом свинца из концентрированной азотной кислоты и отделение тория сорбцией на анионообменной смоле.

Примеси солей железа, хрома и никеля при этом концентрируются во фракции актиния.

В данной работе изучен способ очистки актиния от продуктов коррозии стали, который заключается в его соосаждении с фторидом свинца (II). Такое решение позволяет не вносить в раствор в качестве носителя для актиния дополнительные компоненты. Соли свинца содержатся в растворе вследствие неполного отделения на стадии соосаждения нитратов свинца-радия. Их концентрация определяется растворимостью нитрата свинца в концентрированной азотной кислоте и, с одной стороны, достаточна для формирования осадка PbF_2 , а с другой стороны, слишком мала, чтобы повлиять на последующую аффинажную очистку актиния с использованием Ln-Resin.

Эксперименты, проведенные с использованием ^{228}Ac и ^{212}Pb , показали, что потери актиния за счет неполного соосаждения раствором фторида аммония уменьшаются при увеличении концентрации фторида аммония и нитрата свинца и уменьшении концентрации азотной кислоты. При $C(Pb) \geq 0,15$ мг/мл, $C(NH_4F) \geq 0,25$ М и $C(HNO_3) < C(NH_4F)$ химический выход актиния при соосаждении с PbF_2 составляет более 99%.

Коэффициенты очистки от примесей ^{60}Co , ^{59}Fe и ^{51}Cr в зависимости от выбранных условий находятся в диапазоне от 50 до 200, что достаточно для последующей очистки актиния с использованием Ln-Resin. Осадок фторидов актиния и свинца растворим в азотной кислоте с концентрацией более 2 моль/л, однако проведенные эксперименты показали, что для полного удаления фторид-ионов необходимо растворение в 15 моль/л HNO_3 с последующим упариванием полученного раствора досуха.

Примеси радия и тория нельзя отделить от актиния предложенным способом, так как степень их осаждения практически не отличается от степени осаждения актиния. Поэтому соосаждение фторида актиния с фторидом свинца следует рассматривать только как метод предварительного отделения актиния от продуктов коррозии стали перед аффинажной очисткой.

ВЛИЯНИЕ ПРИМЕСЕЙ НА ПОВЕДЕНИЕ АКТИНИЯ-227 НА СОРБЕНТЕ LN-RESIN ПРИ ЕГО ВЫДЕЛЕНИИ ИЗ ОБЛУЧЁННЫХ РАДИЕВЫХ МИШЕНЕЙ

П.С. Буткалюк¹, К.О. Щербакова¹, И.Л. Буткалюк¹, Р.А. Кузнецов²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Препарат на основе $^{223}RaCl_2$ показал хорошую эффективность в паллиативной терапии костных метастазов от рака предстательной железы. Основным способом получения ^{223}Ra является его периодическое генерирование из долгоживущего материнского радионуклида ^{227}Ac , который в свою очередь можно получить, облучая ^{226}Ra нейтронами. В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» проходят эксперименты, связанные с получением опытных образцов препаратов $^{227}Ac(NO_3)_3$, $^{223}RaCl_2$ и определением их характеристик.

Для облучения радия в реакторных мишенях используется композиция $RaPbO_3/PbO$. После растворения облученного материала в $HCOOH$ полученный раствор содержит соли ^{227}Ac , $^{228}, ^{229}Th$, «невыгоревший» ^{226}Ra и соли свинца. После отделения радия осаждением малорастворимого в азотной кислоте осадка $(Ra,Pb)(NO_3)_2$ и последующей сорбции анионных комплексов тория с нитрат-ионами на сильноосновной анионообменной смоле BioRad AG-1x8, проводится очистка актиния от примесей методом экстракционной хроматографии с использованием сорбента Ln-Resin (Д2ЭГФК, нанесенный на полиметиллакрилатную матрицу).

Для облучения радия используются реакторные ампулы с оболочкой из стали 12X18H10T. При получении опытных партий $^{227}Ac(NO_3)_3$ было отмечено, что высокие концентрации солей хрома и железа (продукты коррозии и активации материала оболочки ампулы) препятствуют извлечению актиния на Ln-resin и очистке его от примесей. Целью работы было исследование влияния солей железа, хрома, никеля и свинца на сорбцию актиния на сорбенте Ln-Resin.

Проведены эксперименты по изучению влияния концентрации солей $Fe(III)$, $Cr(III)$, $Ni(II)$ и $Pb(II)$ (остается при неполном осаждении нитрата) на поведение актиния при экстракции раствором Д2ЭГФК, а также при сорбции сорбентом Ln-Resin в статическом режиме.

Установлено, что $NiCl_2$ в концентрации до 10 г/л практически не влияет на поведение актиния. $FeCl_3$, напротив, заметно подавляет сорбцию и экстракцию актиния. При увеличении концентрации $FeCl_3$ с 0 до 10 мг/л коэффициент распределения актиния в системе 1,24М Д2ЭГФК/декан / 0,015М HCl уменьшается на ~ 7 порядков. При концентрации Fe^{3+} не менее 1 мг/мл коэффициент распределения актиния составляет менее (0,25), что не позволяет проводить его сорбцию из таких растворов. С увеличением концентрации солей хрома и свинца так же происходит снижение эффективности экстракции и сорбции актиния, но их влияние не так сильно выражено, как в случае железа.

Полученные результаты показали, что в присутствии примесей солей $Fe(III)$, $Cr(III)$, $Ni(II)$ в растворах облученного радия, не эффективно использование сорбента Ln-Resin и необходимо проводить выделение ^{227}Ac другим способом.

ПРОЕКТ «MEDICIS»: ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА ЛАЗЕРНОЙ РЕЗОНАНСНОЙ ИОНИЗАЦИИ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ МЕДИЦИНСКИХ РАДИОИЗОТОПОВ

В.М. Гадельшин

ФГАОУ ВО «УрФУ», г. Екатеринбург

Для производства радиоизотопов необходима определённая ядерная реакция, в ходе которой облучаемый стабильный нуклид преобразуется в радионуклид, являющийся целевым радиоизотопом или распадающимся в него. На сегодняшний день, существует два основных метода производства радио-

изотопов: путём облучения мишени в ядерном реакторе или на ускорителях. Каждый из них обладает своими достоинствами и недостатками. Так на ядерном реакторе можно облучать и нарабатывать радионуклиды в очень больших количествах, недостижимых для ускорителей [1]. С другой стороны, производство большинства позитрон-излучающих радиоизотопов для функциональной диагностики методом позитрон-эмиссионной томографии (ПЭТ) остаётся исключительно преимуществом ускорителей. Для обоих методов характерно образование различных радиоактивных примесей, наличие которых неприемлемо и может стать непреодолимой преградой при открытии производства.

Современная концепция ядерной медицины основана на принципе «магической пули» Пауля Эрлиха: (медицинская) терапия должна вести к целенаправленной гибели вируса, не повреждая заражённый (человеческий) организм [2]. Такая «высокоточная» медицина объединяет радиотерапию и диагностику в едином препарате – тераностике, позволяющем одновременно проводить облучение раковой опухоли и контроль за данной операцией. Данный симбиоз снижает радиационную и химическую нагрузку на организм пациента в радионуклидной терапии онкологических заболеваний [3].

При производстве изотопов-тераностиков вопрос наличия примесей становится ключевым, и методы химической очистки не являются оптимальным решением данной задачи. Здесь требуется применение физических методов как для разделения (извлечения) целевого изотопа, так и для достижения высокой чистоты конечного продукта. Одним из используемых методов является технология разделения изотопов «напрямую» (ISOL). Разработанная для фундаментальных исследований новых радионуклидов, она позволяет в момент облучения мишени одновременно извлекать желаемые радиоизотопы. Продукты ядерной реакции ионизируются, и далее происходит разделение ионов по массе в электромагнитном поле [4].

Метод электромагнитного разделения изотопов обладает существенным недостатком: термическая (поверхностная) ионизация нуклидов ведёт к загрязнению конечного продукта изобарными примесями. Говорить о разделении изомеров в этом случае вообще не представляется возможным. Поверхностная ионизация отличается также низкой эффективностью при производстве радиоизотопов большинства химических элементов. Использование метода многоступенчатой лазерной резонансной ионизации позволяет выборочно ионизировать только желаемый химический элемент. Данный метод также обеспечивает высокую эффективность ионизации, соизмеримую с плазменными методами, что существенно повышает эффективность всего разделительного производства [5].

Высокая селективность метода лазерной резонансной ионизации достигается за счёт многоступенчатого возбуждения атома целевого химического элемента. Атомный спектр имеет дискретный характер. Соответственно, для перехода в возбуждённое состояние атом должен поглотить фотон строго определённой энергии (или испустить в случае релаксации в первоначальное состояние). Каждый атом обладает собственной специфической структурой атомных уровней, которая определяет возможные переходы между состояниями атома и является уникальным спектральным отпечатком, характеризующим конкретный атом. С помощью нескольких лазеров, настроенных на определённые

4. Van Duppen P.: Isotope Separation On Line and Post Acceleration. Lect. Notes Phys., 700, 37 (2006).
5. Wendt K. et al.: Laser resonance ionization for efficient and selective ionization of rare species. Nucl. Instr. Meth. Phys. Res. B, 204, 325 (2003).
6. Letokhov V. S.: Laser photoionization spectroscopy. Academic Press, Orlando, FL: 353 pages. (1987).
7. Летохов В. С.: Принципы лазерного разделения изотопов // Изотопы: свойства, получение, применение / Под ред. В.Ю. Баранова. – М.: ИздАТ, 2000. – стр. 291-307.
8. dos Santos Augusto R. M. et al.: CERN-MEDICIS (Medical Isotopes Collected from ISOLDE): a new facility. Applied Sciences, 4, 265 (2014).
9. Gadelshin V. M. et al.: Laser resonance ionization spectroscopy on lutetium for the MEDICIS project. Hyperfine Interactions, 238, 28 (2017).

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ РАСТВОРЕНИЯ ИНТЕРМЕТАЛЛИДА УРАНА В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ

А.Ю. Енизеркина¹, К.В. Ротманов^{1,2}, Р.А. Кузнецов²,
Р.Г. Абдуллов^{1,2}, М.Н. Смирнов^{1,2}

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Интерметаллидное уран-алюминиевое топливо используется при изготовлении твэлов дисперсионного типа. В сердечнике такого твэла топливосодержащая фаза находится в виде частиц интерметаллида $UAlx$, равномерно распределенных в матрице из алюминия. Уран-алюминиевые мишени дисперсионного типа широко применяются также для наработки $Mo-99$.

Способы переработки облученных интерметаллидных уран-алюминиевых мишеней базируются на способах переработки облученного уран-алюминиевого топлива. Стандартная процедура переработки уран-алюминиевого топлива – растворение в азотной кислоте.

В настоящее время в качестве альтернативы мишеням дисперсионного типа для наработки $Mo-99$ рассматривается мишень с сердечником из порошка интерметаллида $UAlx$. Однако, применение процедуры кислотного растворения к мелкодисперсному порошкообразному интерметаллиду $UAlx$ требует предварительного изучения закономерностей процесса.

В докладе приведены экспериментальные результаты исследований процесса растворения порошкообразного интерметаллида UAl_3 в азотной кислоте. При помощи уравнения Ерофеева-Колмогорова для гетерогенных процессов установлено, что процесс растворения интерметаллида UAl_3 протекает в кинетической области.

Для математического моделирования необратимой химической реакции, протекающей в кинетической области, использована модель сжимающейся

сферы. Показано, что значения средней удельной скорости растворения порошка интерметаллида \bar{v} возрастают с увеличением концентрации HNO_3 . При заданной начальной концентрации HNO_3 значения средней удельной скорости растворения порошка интерметаллида \bar{v} уменьшаются с увеличением массы образца UAl_3 .

ПОЛУЧЕНИЕ КАЛИФОРНИЯ-252 ОБЛУЧЕНИЕМ БЕРКЛИЯ

А.В. Куприянов¹, В.А. Тарасов¹, П.С. Буткалюк¹, Ю.Г. Топоров¹,
Р.Г. Абдуллоев^{1,2}, Р.А. Кузнецов², К.В. Ротманов¹

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

На конечном этапе реакторного производства ^{252}Cf в процессе облучения тяжелых изотопов кюрия происходит накопление ^{249}Bk массой примерно 8-10% от массы целевого изотопа калифорния. ^{249}Bk , как и продукт его распада ^{249}Cf , не представляет практического интереса, так как не используется для производства радионуклидных источников и препаратов. Указанные изотопы можно использовать для накопления ^{252}Cf облучением в высокопоточном реакторе.

В АО «ГНЦ НИИАР» успешно проведен эксперимент по получению ^{252}Cf из двух облученных мишеней, одной с миллиграммовым количеством ^{249}Bk , другой - с миллиграммовым количеством ^{249}Cf . В качестве сердечников мишеней использовались стержни из слабо поглощающего нейтроны и химически инертного материала – пеноалунда (пористый оксид алюминия). Пропитка сердечников осуществлялась растворами ^{249}Bk и ^{249}Cf в 4М HNO_3 . Полученные образцы были высушены при температуре 90°C и прокалены при температуре 700°C. В этих условиях нитраты берклия и калифорния разлагаются с образованием соответствующих оксидов.

Облучение мишеней производилось в нейтронной ловушке высокопоточного реактора СМ в течении ~15 календарных суток. Согласно прогнозным расчетам выход ^{252}Cf при облучении ^{249}Bk составляет 300 мкг/мг, при облучении ^{249}Cf – 70 мкг/мг. Важно отметить, что оптимум выхода ^{252}Cf достигается за менее чем 20 суток облучения. Экспериментальные значения по выходам ^{252}Cf составили 64 мкг на 1 мг ^{249}Cf и 253 мкг на 1 мг ^{249}Bk .

Опытная радиохимическая переработка показала, что использование пеноалунда в качестве инертной матрицы сердечников мишеней не оптимально по ряду причин, главными из которых является неполное удаление ^{252}Cf при растворении мишеней и загрязнение раствора солями алюминия. Планируется продолжение исследований по выбору материала сердечников мишеней и оптимизации радиохимической переработки облученного берклия.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ ТОНКИХ ПЛОСКИХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ЗАДАЧ РАДИОМЕТРИИ И ЯДЕРНОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ

А.С. Куприянов^{1,2}, Р.Г. Абдуллоев^{1,2}, Р.Н. Минвалиев^{1,2}, С.С. Печёрина¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

В практике аналитических лабораторий источники ионизирующего излучения для радиометрических и спектрометрических задач чаще всего изготавливают из растворов радионуклидов. Существует довольно много способов изготовления источников, выбор между которыми осуществляется в соответствии с предъявляемыми требованиями. Например, для альфа-спектрометрии и радиометрии низкоэнергетичных бета-излучателей важным условием является малая толщина слоя радиоактивного вещества на плоском источнике.

Метод электролитического осаждения даёт самый тонкий и довольно однородный по распределению слой. Однако его применение не всегда возможно, так как эффективность осаждения редко удается определить с заданной точностью, что приводит к значительному росту погрешности вносимой активности. Так же этот процесс занимает довольно много времени (до нескольких часов), что накладывает ряд ограничений на использование данного метода при работе с короткоживущими радионуклидами или при наличии других временных ограничений на анализ.

В работе наибольшее внимание уделено самому распространённому, простому и быстрому способу – выпариванию растворов на подложке. Рассмотрены его недостатки – неравномерность и сильная зависимость распределения радионуклида в источнике от условий приготовления. Проведён сравнительный анализ способов выпаривания и расчёт соответствующих спектрометрических характеристик полученных источников. Для источников альфа-излучения определено энергетическое разрешение и толщина «хвоста» альфа-спектра. Методом автордиографии получена картина распределения активности в источнике для каждого способа изготовления. Отмечена зависимость между распределением активности по площади источника и энергетическим разрешением получаемого спектра.

Показана необходимость предварительной обработки подложек поверхностно активными веществами для создания тонкого слоя радиоактивного вещества. Подобная обработка так же необходима при использовании в растворах радионуклидов азотной кислоты с концентрацией более одного моль/л, во избежание растекания раствора за установленные границы. Рассмотрены случаи нанесения на подложки коллоидного раствора для предотвращения растекания раствора радионуклида за пределы отводимой ему площади источника.

УЧЁТ ХИМИЧЕСКОГО ГАШЕНИЯ ПРИ ПАСПОРТИЗАЦИИ ПРЕПАРАТА СТРОНЦИЯ-89 МЕТОДОМ ЖИДКОСЦИНТИЛЛЯЦИОННОГО СЧЁТА

А.С. Куприянов^{1,2}, М.В. Закатнова¹, А.Н. Юсупов^{1,2}

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

АО «ГНЦ НИИАР» является единственным в России производителем радиоактивного препарата «стронций-89», используемого в ядерной медицине в качестве исходного радиоактивного материала для приготовления радиофармпрепаратов терапевтического назначения.

Для паспортизации препарата разработана методика измерения объёмной активности ⁸⁹Sr жидкосцинтилляционным (ЖС) методом. Важным преимуществом ЖС измерений является простота изготовления измеряемых источников. Достаточно смешать в стандартном флаконе, изготовленном из материала прозрачного для излучения флуоресценции, определенный объем радиоактивного вещества с известным объемом ЖС смеси, обеспечивающим гомогенность полученной системы, и источник готов к измерению. Однако некоторые соединения (примеси или растворитель) могут снижать эффективность регистрации радиоактивного излучения в жидком сцинтилляторе за счёт того, что их молекулы мешают передаче энергии возбуждения молекулам сцинтиллятора. Это явление называется химическим, или примесным, гашением.

Явление химического гашения приводит к тому, что реально регистрируемое распределение амплитуд импульсов оказывается сжатым вдоль энергетической шкалы. А при сильном «сжатии» спектра часть импульсов может попасть в зону низкой эффективности регистрации, таким образом, занижив результат определения объёмной активности ⁸⁹Sr. Химическое гашение присутствует в той или иной степени в любом препарате, поскольку любые вводимые вещества конкурируют с молекулами сцинтиллятора при переходе энергии от возбужденных молекул растворителя. Целью данной работы являлся корректный учёт влияния химического гашения при паспортизации препарата «стронций-89» ЖС методом.

В работе экспериментально получена зависимость эффективности регистрации ЖС счётчика от параметра химического гашения в источнике. Определён диапазон параметров гашения в источниках, изготовленных в процессе паспортизации препарата «стронций-89» за двухлетний период. Он составил от 855 до 878 tSIE (параметр гашения) при идеальном значении 1000 tSIE. Ошибка определения активности ⁸⁹Sr за счёт химического гашения в заданном диапазоне не превышает 0,5% при относительной расширенной неопределённости методики 5,4%. Таким образом, показано, что вклад химического гашения в неопределённость определения объёмной активности ⁸⁹Sr пренебрежимо мал.

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ПРИМЕСЕЙ СТРОНЦИЯ-89 И СТРОНЦИЯ-90 В ПРЕПАРАТЕ МОЛИБДЕНА-99 В СООТВЕТСТВИИ С ЕВРОПЕЙСКОЙ ФАРМАКОПЕЕЙ

Е.В. Малинина¹, Ю.В. Казеева¹, А.С. Куприянов¹, З.Г. Ушакова¹,
И.В. Целищев¹, Р.А. Кузнецов²

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

Одной из контролируемых характеристик препарата «Молибден-99» является относительное содержание примесей ⁸⁹Sr и ⁹⁰Sr. В соответствии с Европейской Фармакопеей суммарное содержание радионуклидов стронция в препарате «Молибден-99» не должно превышать $6 \cdot 10^{-5}$ %. Для удовлетворения зарубежных стандартов к паспортизации препарата «Молибден-99» необходимо было разработать новую методику определения содержания примесей бета-излучающих радионуклидов ⁸⁹Sr и ⁹⁰Sr.

Целью данной работы является разработка метода определения примесей бета-излучающих радионуклидов ⁸⁹Sr и ⁹⁰Sr в соответствии с требованиями Фармакопеи.

Согласно Европейской Фармакопее для определения содержания бета-излучающих примесей ⁸⁹Sr и ⁹⁰Sr проводится их химическое выделение методом ионообменной хроматографии для селективного отделения ⁹⁹Mo сорбцией на сильноосновной анионообменной смоле и стронций-селективной смоле. В качестве метки для определения химического выхода стронция используется радионуклид ⁸⁵Sr.

Проблема использования радионуклида ⁸⁵Sr в качестве метки для определения химического выхода стронция связана с тем, что данный радионуклид с высокой удельной активностью и радионуклидной чистотой производится в ускорителях. Возможности наработки его в реакторе ограничены. Организация регулярных поставок от внешнего производителя возможна, но является затратной как в финансовом, так и в организационном плане. В АО «ГНЦ НИИАР» разработан альтернативный метод, основанный на использовании в качестве метки стронция природного изотопного состава с последующим спектрофотометрическим определением его химического выхода.

Химическое выделение проводилось в соответствии с Европейской Фармакопеей. Далее полученный объем элюата ⁸⁹Sr и ⁹⁰Sr делили на две порции. Первую порцию раствора использовали для определения химического выхода стронция методом спектрофотометрии. Из второй порции готовили объемный источник и измеряли в нем активность ⁸⁹Sr и ⁹⁰Sr с помощью жидкостно-сцинтилляционного спектрометра. По измеренным значениям суммарной активности ⁸⁹Sr и ⁹⁰Sr в источнике и коэффициенту выхода стронция рассчитывали значение отношения суммарной активности ⁸⁹Sr и ⁹⁰Sr к активности ⁹⁹Mo.

На основании полученных данных была разработана и аттестована методика определения относительного содержания ⁸⁹Sr и ⁹⁰Sr в препарате «Молиб-

ден–99» с внесением в качестве метки стабильного носителя нитрата стронция и определением его химического выхода методом спектрофотометрии.

ОБРАБОТКА ИЗОБРАЖЕНИЙ, ПОЛУЧЕННЫХ ОТ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА АВТОРАДИОГРАФИЧЕСКОЙ УСТАНОВКЕ CYCLONE PLUS

Р.Н. Минвалиев, А.С. Куприянов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Авторадиографией называют метод определения расположения источников ионизирующих излучений по изображению их дозного поля – авторадиограмме [1]. До 1980-х годов для получения авторадиограмм использовались пластины с галогенидом серебра. В 1983 компанией Fuji был разработан люминесцентный экран, который также называют «запоминающей пластиной».

Авторадиограмма позволяет получать наглядные изображения исследуемых образцов. При этом с нее можно получить и количественную информацию. Для количественной оценки полученных изображений необходимо определить ряд параметров установки, в частности, чувствительность, пространственное разрешение и т.д. Оба этих параметра сильно зависят от вида излучения, его энергии и от геометрии образца. Поэтому, фактически, для каждого радионуклида и геометрии значения данных параметров необходимо определять отдельно.

Чувствительность авторадиографических систем можно определить как скорость накопления сигнала за определенный интервал времени [2]. В работе приведены результаты измерений чувствительности для различных радионуклидов.

Пространственное разрешение определяется как минимальное расстояние, на котором два объекта наблюдаются как отдельные. В работе пространственное разрешение определяется как расстояние от центра источника, на котором интенсивность излучения снижается в 2 раза. При диаметре источника в 1 мм такое снижение наблюдается уже на расстоянии 0,55 мм от центра источника, что дает разрешение, определенное подобным методом не хуже, чем 1,1 мм. Хотя реальное разрешение авторадиографических систем существенно лучше (обычно на 2-3 порядка [1]) для большинства решаемых задач такая оценка является достаточной.

В работе представлены примеры применения авторадиографической системы Cyclone Plus: определение радиохимической чистоты препарата; определение равномерности распределения активности в спектрометрических и радиометрических источниках и др.

Литература:

1. Бабикова Ю.Ф. и др. Аналитическая авторадиография. – М.: Энергоатомиздат, 1985. 160 с.
2. Handbook of Radioactivity Analysis. Second edition. Edited by Michael F. L'Annunziata. New York.: Academic Press, 2003. – 1273 p.

КОНТРОЛЬ РАДИАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОСНОВЕ ВЫСОКОАКТИВНОГО КОБАЛЬТА-60

Р.Н. Минвалиев, Н.Ф. Демченко, М.М. Саликов, И.В. Рогожина

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В связи с запуском в ГНЦ НИИАР новой установки по производству источников на основе высокоактивного ^{60}Co возникла необходимость в разработке комплекса средств и методик измерения активности (а также мощности экспозиционной дозы) источников гамма-излучения медицинского и промышленного назначения для их паспортизации. Сложность измерения активности высокоактивных источников ионизирующего излучения (ИИИ) связана, прежде всего, с тем, что все операции проводятся дистанционно в защитных камерах. Для измерения мощности экспозиционной дозы (МЭД) и эквивалентной ей активности выбраны два метода передачи размера единиц [1]:

- метод прямых измерений с использованием образцового дозиметрического прибора 1-го разряда;
- метод относительных измерений (компаратора) с использованием образцового дозиметрического прибора 1-го разряда и образцового источника специального назначения 2-го разряда на основе ^{60}Co .

Эти методы реализованы на двух специализированных установках в условиях защитных камер. Эквивалентную активность источника рассчитывают по измеренному значению мощности кермы в воздухе с применением гамма-постоянной ^{60}Co .

Под эквивалентной активностью понимается активность источника без учета самопоглощения в источнике, рассчитанная по мощности экспозиционной дозы на расстоянии 1 м от рабочей поверхности источника до геометрического центра детектора.

В результате измерений на установке прямым методом аттестуют источники специального назначения (рабочие эталоны). Однако метод прямых измерений не эффективен для паспортизации источников при их массовом производстве, т.к. в этом случае на изготовление одного источника может быть затрачено несколько часов, что неприемлемо. Поэтому при массовом производстве источников на основе ^{60}Co паспортизация источников производится с использованием метода компаратора.

При изготовлении ИИИ также часто возникает необходимость рассчитать активность радионуклида в источнике, т.е. его активность с учетом самопоглощения в источнике. В работе приведены результаты экспериментальной проверки предложенных методов расчета активности радионуклида в источнике.

Литература:

1. ГОСТ 8.034-82. Государственный первичный эталон и государственная поверочная схема для средств измерения экспозиционной дозы, мощности экспозиционной дозы и потока энергии рентгеновского и гамма излучения.

АВТОРАДИОЛИТИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В РАСТВОРАХ ЙОДА-131 И ЙОДА-125

К.В. Ротманов¹, Ю.Ю. Кузнецова², М.Н. Смирнов^{1,2},
Р.Г. Абдуллов^{1,2}, А.В. Куприянов¹

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

Радиоизотопы йод-131 и йод-125 широко используются для изготовления радиофармацевтических препаратов, применяемых в ядерной медицине. Крупнейшим российским производителем препаратов на основе йода-131 и йода-125 является АО «ГНЦ НИИАР».

Одним из показателей качества препаратов натрия йодида [131I] или натрия йодида [125I] является значение рН препарата. Установлено, что под действием ионизирующего излучения значение рН в щелочных растворах йодида натрия уменьшается. Данные об устойчивости значения рН препаратов на основе йода-131 и йода-125 являются важными для обеспечения требуемого качества продуктов.

Проведены исследования кинетики реакций диспропорционирования молекулярного йода в водных растворах NaOH, карбонатном буферном растворе состава (NaHCO₃ + Na₂CO₃), а также в щелочном растворе сульфата натрия. Установлено влияние начальных концентраций компонентов исследованных систем и температуры на скорость реакции диспропорционирования молекулярного йода. Определены энергии активации реакции диспропорционирования молекулярного йода для рассмотренных систем. Они составили 51±3, 93±6 и 52±3 кДж·моль⁻¹ соответственно.

На основании полученных данных предложен механизм диспропорционирования молекулярного йода в растворах NaOH. С помощью программы KINET [1], путем решения обратной задачи химической кинетики рассчитаны значения констант скорости реакции гидролиза молекулярного йода в растворах NaOH и (NaOH + Na₂SO₄).

Исследовано радиационно-химическое поведение радионуклидов йод-131 и йод-125 в водных растворах NaOH. Показано, что при радиоллизе щелочных растворов йода-131 и йода-125 рН уменьшается и в системе создаются окислительные условия.

Предложен механизм процесса радиолиза водных растворов NaOH, содержащих йод-131 и йод-125. С использованием программ MCNP [2] для расчета мощности поглощенной дозы и программы KINET для расчета химической кинетики построена математическая модель. Показано, что предлагаемая математическая модель удовлетворительно описывает полученные в данной работе экспериментальные данные.

Литература:

1. Абраменков, А.В. KINET. Программа для численного моделирования кинетики сложных химических реакций [Электронный ресурс] // А.В. Абраменков –

М.: МГУ – Режим доступа: <http://www.chem.msu.su/rus/teaching/KINET2012/welcome.html>

2. Briesmeister J.F. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4 C, LA-13709-M. — USA, Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2000. — 823 P.

АВТОРАДИОЛИТИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В ЩЕЛОЧНЫХ И КАРБОНАТНЫХ РАСТВОРАХ МОЛИБДЕНА-99

К.В. Ротманов¹, А.Д. Евченко², М.Н. Смирнов^{1,2}, А.В. Куприянов¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Радиолитические процессы являются одним из факторов, которые могут влиять на форму и химический состав радиофармпрепаратов в процессе их производства, хранения и транспортировки. В результате радиолиза в растворах самопроизвольно протекают как окислительно-восстановительные, так и радикальные реакции, не имеющие места при отсутствии воздействия ионизирующего излучения на раствор. Протекающие реакции и их скорости зависят от характеристик воздействующего ионизирующего излучения: например, типа излучения и его энергии, а также от поглощенной раствором дозы и ее мощности.

В случае автордиолиза имеют место несколько особенностей. Во-первых, поглощенная доза напрямую зависит от объемной активности раствора. Во-вторых, применение барьерной защиты для снижения дозовой нагрузки на раствор невозможно в связи с тем, что источником ионизирующего излучения является собственно растворенное вещество. И, в-третьих, в радиационно-химические процессы оказываются вовлечены сами соединения радиоактивных изотопов. Это может привести к изменению их химической формы, что, в случае радиофармпрепарата, является недопустимым.

При помощи программы KINET [1] построена первичная кинетическая модель, описывающая радиационно-химические процессы, протекающие в карбонатных и щелочных растворах под действием β -излучения молибдена-99. Экспериментально проверена корректность модели в предсказании изменения таких показателей, как концентрация карбонат-ионов для карбонатных, pH – для щелочных, а также концентрация пероксида водорода для обоих растворов. Мощность поглощенной модельными растворами дозы и поглощенная доза рассчитывались в программе MCNP [2]. Значения объемных активностей в построенных физических моделях соответствовали объемным активностям растворов, применяемых при производстве препарата молибден-99 в АО «ГНЦ НИИАР».

На основании предположения о схожести радиационно-химических процессов, протекающих с участием молибдена и хрома, с использованием программы KINET математически смоделировано радиационно-химическое поведение молибдена в исследуемых растворах. Однако экспериментальная проверка не подтвердила корректность построенной математической модели,

что свидетельствует либо о неполноте данной математической модели, либо о неверности исходного предположения. Исследования в данном направлении будут продолжены.

Литература:

1. Абраменков, А.В. KINET. Программа для численного моделирования кинетики сложных химических реакций [Электронный ресурс] // А.В. Абраменков— М.: МГУ – Режим доступа: <http://www.chem.msu.su/rus/teaching/KINET2012/welcome.html>
2. Briesmeister J.F. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4 C, LA-13709-M. — USA, Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2000. — 823 P.

РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЁННЫХ БЛОКОВ С РАДИЕМ-226 ВО ФГУП «ПО "МАЯК"»

Р.Н. Хасанов, Ю.А. Ворошилов, С.А. Лукин, К.В. Бугров

ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск

Короткоживущие α -излучающие радионуклиды ^{225}Ac , ^{213}Bi , $^{211}\text{Pb}/^{211}\text{Bi}$ и ^{223}Ra , обладают уникальной возможностью для их использования в ядерной медицине благодаря короткому пробегу α -частиц и высоким значениям линейной передачи энергии. Материнскими изотопами перечисленных короткоживущих α -излучающих радионуклидов являются ^{227}Ac и ^{229}Th , которые возможно получить при облучении ^{226}Ra в ядерном реакторе.

Облученный препарат ^{226}Ra хранится на ФГУП «ПО «Маяк» с 1954 года в виде безводного бромида радия ($^{226}\text{RaBr}_2$). С 2016 года на ФГУП «ПО «Маяк» проводились исследования по разработке технологии выделения ^{227}Ac и ^{229}Th из облученного ^{226}Ra . Лабораторные исследования выполняли с использованием соединений Ва (химического аналога ^{226}Ra), La (имитатора ^{227}Ac) и Th с природным изотопным составом.

С целью определения возможности растворения исходной соли исследовано влияние температуры прокаливания соли BaBr_2 на ее растворимость. В данном случае прокаливание использовали как некую замену эффекта длительного радиационного воздействия (самооблучения) на препарат ^{226}Ra . В результате навеска соли Ва растворилась при выбранных условиях нацело, без остатка, каких-либо взвесей в объеме раствора не обнаружено.

На следующем этапе проведен ряд экспериментов по изучению полноты нитратного осаждения $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$ в системе $\text{BaBr}_2 - \text{Ba}(\text{NO}_3)_2 - \text{HNO}_3 - \text{H}_2\text{O}$ (в растворе исходной соли). Целью стадии нитратного осаждения являлось выделение из раствора, образованного после растворения исходной соли, максимально возможного количества ^{226}Ra для его повторного использования.

В результате экспериментов, проведенных на имитаторе облученной соли $^{226}\text{RaBr}_2$, в качестве которого использовали смесь солей $\text{BaBr}_2 \cdot 2 \text{H}_2\text{O}$, $\text{Th}(\text{NO}_3)_4 \cdot 4 \text{H}_2\text{O}$ и $\text{La}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6 \text{H}_2\text{O}$, подтверждена возможность осаждения

основного количества ^{226}Ra , а также показано отсутствие значительного соосаждения Th и Ac в рассмотренном диапазоне концентраций азотной кислоты.

Для последующего выделения фракций Th и Ac были выбраны сорбционные методы, которые позволяют осуществить процесс с высоким выходом целевого компонента в продукт, и могут быть достаточно просто реализуемы в условиях горячей камеры.

Исследования по извлечению Th проводили с использованием хорошо изученных на ФГУП «ПО «Маяк» анионитов ВП-1Ап и Purolite A-560. В качестве исходного раствора использовали маточный раствор после осаждения $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$.

В результате сорбционных опытов в десорбат выделено более 95 % Th от начального количества в исходном растворе. Содержание La и Ba в десорбате находилось на уровне предела обнаружения использованной методики анализа. Определены коэффициенты очистки Th/Ba и Th/La.

Полученные фильтраты использовали в последующих экспериментах по сорбционному извлечению La. Для реализации данной стадии были выбраны импрегнаты TODGA и SBU-3(35), представляющие собой N,N,N',N'-тетраоктил-3-оксапентан-1,5-диамид дигликолевой кислоты, нанесенный на гранулированный сополимер стирола с дивинилбензолом или силикагель, соответственно.

Установлено, что Ba на стадии сорбции импрегнатами не извлекается, в десорбат удалось извлечь от 80 до 90 % La от его количества в исходном растворе.

На основании результатов лабораторных экспериментов предложена технологическая схема реализации технологии выделения фракций ^{227}Ac и ^{229}Th из облученного ^{226}Ra .

С октября 2016 года на ФГУП «ПО «Маяк» проводились опытные операции по отработке технологии извлечения ^{227}Ac и ^{229}Th из трех ампул с облученным ^{226}Ra . В ходе выполнения опытных операций, по мере появления экспериментальных данных и опыта работы, осуществлялась постепенная доработка технологии в направлении увеличения технологического выхода целевых компонентов и повышения степени очистки итоговых концентратов.

При переработке первой ампулы с облученной солью $^{226}\text{Ra}(\text{Br})_2$ потери ^{226}Ra на стадии нитратного осаждения составили от 6 % до 7 % (предположительно связаны с оседанием соли на стенках сосуда над зеркалом раствора). При переработке двух остальных ампул, на данной стадии удалось полностью исключить потери компонента с декантатом (менее 1%).

По результатам опытной переработки ампул с облученным ^{226}Ra были получены кондиционные концентраты ^{227}Ac и ^{229}Th .

Было установлено, что основные потери ^{227}Ac и ^{229}Th (до 40 %) возникли на стадии нитратного осаждения ^{226}Ra при повышении равновесной концентрации азотной кислоты. Исключение данных потерь возможно при переосаждении $^{226}\text{Ra}(\text{NO}_3)_2$.

Таким образом, реализованная технология обеспечивает отделение целевых компонентов от ^{226}Ra , позволяет производить дальнейшее разделение ^{227}Ac и ^{229}Th вне горячей камеры с получением индивидуальных концентратов.

В заключение проведены дополнительные исследования по разработке химической модели генератора $^{227}\text{Th}/^{223}\text{Ra}$, с использованием метки фракции ^{227}Ac (около 17 МБк), выделенной при переработке облученного ^{226}Ra . В результате получен азотнокислый элюат ^{223}Ra с активностью, равной 8 МБк.

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

АО «ВНИИНМ» — акционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара»
(г. Москва).

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество
«Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов»
(г. Димитровград).

АО «ОКБ "Гидропресс"» — акционерное общество
«Ордена Трудового Красного Знамени и ордена труда ЧССР опытное конструкторское бюро "Гидропресс"»
(г. Подольск).

АО «ОКБМ Африкантов» — акционерное общество
«Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова»
(г. Нижний Новгород).

АО «ЧМЗ» — акционерное общество
«Чепецкий механический завод»
(г. Глазов).

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).

ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Инженерная школа ядерных технологий Национального исследовательского Томского политехнического университета»
(г. Томск).

ФГАОУ ВО «НИ ТПУ» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский Томский политехнический университет»
(г. Томск).

ФГАОУ ВО «УрФУ» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина» (г. Екатеринбург).

ФГБУ «ИТЭФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Институт теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова» (г. Москва)

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"» (г. Москва).

ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова» (г. Гатчина).

ФГУП «ПО "Маяк"» — федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение "Маяк"» (г. Озёрск).

СОДЕРЖАНИЕ

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ	3
Создание малоотходной технологии производства гафния. М.Ю. Зубкова, С.В. Афонин, Е.С. Копарулина, Е.Л. Бутя, А.Г. Зиганшин (АО «ЧМЗ», г. Глазов)	4
Система звуковидения «Визус» реактора БН-800. Д.Н. Лесюков, М.А. Губырин (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород).....	6
Техника и методика исследований в реакторе ИР-8 опытных ТВЭГОВ с уран-гадолиниевой топливной композицией. А.Н. Абрамов, С.Е. Арфинкина, Д.Ю. Ерак, А.С. Лубина, О.В. Михин, В.А. Насонов, Ю.Е. Песня, В.В. Яковлев (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва)	7
Эксперименты на реакторе МИР по испытанию одиночного ТВЭЛА в режиме аварии с потерей теплоносителя. О.И. Дреганов, В.Н. Шулимов, А.В. Алексеев, И.В. Киселёва (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	8
Результаты исследования радиационного распухания уран-плутониевого нитридного топлива в экспериментальных ТВЭЛАХ реакторов БОР-60 и БН-600. А.В. Беляева, Ф.Н. Крюков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	11
Отработка технологических параметров окислительной обработки смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива. О.С. Дмитриева ¹ , П.В. Лакеев ¹ , А.О. Макаров ¹ , К.Н. Двоглазов ² , А.Ю. Шадрин ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² АО «ВНИИНМ», г. Москва)	15
Торий-227 для радионуклидной терапии: особенности получения и перспективы применения. П.С. Буткалюк ¹ , И.Л. Буткалюк ¹ , А.С. Куприянов ¹ , Р.А. Кузнецов ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград).....	18

ФИЗИКА, ТЕХНИКА, ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ	19
Анализ ядерной безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом в центральном хранилище АО «ГНЦ НИИАР». Е.С. Фрааз, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	20
Неразрушающий контроль распределения стартового материала в мишени-накопителе трансплутониевых элементов на основе америция-243. В.С. Романовский, А.И. Теллин, Ю.И. Лещенко, А.В. Кремер, А.А. Леоненко, Д.А. Леоненко, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	22
Методы и устройства для реакторных испытаний конструкционных материалов и элементов тепловыделяющих сборок под нагрузкой. А.В. Бурукин, А.И. Долгов, А.Л. Ижутов, М.А. Мокеичев, В.А. Овчинников (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	24
Расчёт на прочность конденсатора реакторной установки БОР-60. О.В. Короткова, Л.П. Захарова, Н.В. Киреев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	25
Аналитические и технические аспекты экспериментального дозирования ионов цинка в водный теплоноситель первого контура петлевой установки реактора МИР. О.Н. Владимирова, В.И. Васильев, С.А. Двойнишникова, Е.О. Демидовская (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	26
Анализ накопления радиоактивных веществ в облучённых тепловыделяющих сборках реактора СМ. П.А. Зайченко ^{1,2} , А.П. Малков ^{1,2} , А.В. Куприянов ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	27
Дозиметрия нейтронов в исследовательских реакторах. С.А. Енин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	28
Анализ и обоснование ядерной безопасности участка изготовления твэлов в АО «ГНЦ НИИАР». А.В. Акимов, Е.С. Фрааз, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	30

Модернизация системы контроля распределения энерговыделения и выгорания топлива по объёму активной зоны реактора ВК-50. А.В. Абасов, С.В. Орешин, М.В. Маркелов, Е.В. Синявина, С.В. Широков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	32
Результаты экспериментального определения важных для безопасности нейтронно-физических характеристик реактора СМ с модифицированной нейтронной ловушкой. А.В. Пайдулов ^{1,2} , А.П. Малков ¹ , Ю.А. Краснов ¹ , Д.В. Фомин ^{1,2} , П.А. Зайченко ^{1,2} , А.М. Шараев ^{1,2} , А.В. Козыльков ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	35
Анализ результатов расчётно-экспериментального определения эффективности ядерного топлива в активной зоне реактора БОР-60. Ю.В. Набойщиков ¹ , В.Ю. Анисимов ^{1,2} , А.Е. Дьяченко ^{1,2} (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	38
Эксперимент «Нейтрино-4» по поиску стерильного нейтрино на реакторе СМ. М.Е. Зайцев ^{1,2} , Р.М. Самойлов ¹ (¹ ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт»), г. Гатчина; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	39
Особенности формирования загрузки активной зоны исследовательского реактора МИР при подготовке к проведению экспериментов типа ЛОСА в 2016 году. Д.В. Фомин ^{1,2} , А.П. Малков ^{1,2} , А.М. Шараев ^{1,2} (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	42
Расчёт на статическую и циклическую прочность крышки реактора ВВЭР-1000. А.Е. Овсенёв, Н. Пименов, И.С. Бибик (ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск).....	43
Обеспечение ядерной безопасности реакторов РБТ-6 и РБТ-10 в процессе перевода на новое топливо. А.М. Шараев ^{1,2} , А.П. Малков ^{1,2} , А.В. Пайдулов ^{1,2} , В.В. Пименов ¹ , С.А. Сазонтов ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	47

Методика расчёта подкритических систем с использованием математического пакета Wolfram Mathematica. М.М. Балачков, Е.Е. Пермикина, А.Е. Овсенёв (ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск)	48
Испытания вариантов конструкции антидебрисных фильтров. Ю.В. Егоров, В.В. Макаров, В.Н. Ульяновский, А.В. Афанасьев, И.В. Матвиенко (АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск)	50
Информационно-измерительная система петлевых установок ПВ-2 и ПВК-2 реактора МИР. Д.А. Черников (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	50
Оценка суммы договора страхования гражданской ответственности АО «ГНЦ НИИАР». А.Н. Юсупов, В.Д. Кизин, П.А. Михайлов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	52
РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ	56
Изменение морфологии гидридной фазы в оболочках твэлов при термических испытаниях, моделирующих режимы сухого хранения топлива реактора ВВЭР-1000. А.О. Мазаев, Г.П. Кобылянский (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	57
Особенности состояния негерметичных твэлов реактора ВВЭР-1000 с различными характеристиками первичного дефекта. А.А. Боков, В.А. Жителев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	60
Анализ эффективности, надёжности и безопасности методов определения формоизменения тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 на АЭС. А.В. Воронина (ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	62
Гидрирование оболочки твэла реактора ВВЭР-1000 на начальном этапе разгерметизации. Л.В. Киреева, А.В. Горячев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	64

Контроль герметичности твэлов реактора БН-600 методом измерения скорости счёта гамма-квантов радиоактивного продукта деления криптона-85 в газосборнике. Г.Д. Нуруллина, С.С. Сагалов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	67
Особенности распределения ксенона в уран-плутониевом нитридном топливе после облучения в реакторе БН-600. Ильнур Ф. Гильмутдинов, О.Н. Никитин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	69
Применение уточнённой модели распухания стали X18H10T для анализа распухания экранной сборки реактора БОР-60, облучённой до максимальной повреждающей дозы 81 смещение на атом. Д.А. Соколовский ¹ , В.С. Неустроев ^{1,2} (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	73
Регулирование параметров сварки при повышенном давлении защитных газов. А.В. Каплин, Е.М. Табакин, С.А. Андреев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	75
Структурные изменения в стали X18H10T в результате нейтронного облучения в реакторе БОР-60. Д.Е. Маркелов, В.С. Неустроев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	78
Материаловедческая сборка реактора БН-800. Д.М. Максимцев, М.А. Губырин, А.И. Староверов, А.В. Саляев (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород).....	80
Твэл с топливной композицией на основе интерметаллида урана в силумине для модернизированной активной зоны реактора СМ. Илгиз Ф. Гильмутдинов, В.Ю. Шишин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	81
Оценка шлакования реактора ВВЭР при переходе от традиционного керамического топлива к дисперсионному ядерному топливу с интерметаллидной матрицей на основе системы «цирконий — алюминий». Н. Пименов, С.С. Чурсин, А.А. Пермикин (ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск).....	83

Прогноз остаточной активности интерметаллидного матричного материала на основе системы «цирконий — алюминий» для дисперсионного ядерного топлива. А.А. Пермикин, М.М. Балачков (ФГАОУ ВО «НИ ТПУ», г. Томск)	86
Закономерности радиационной ползучести стали X18H10T, полученные с использованием газонаполненных образцов, облучённых в реакторе БОР-60. Е.И. Макаров, В.С. Неустроев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	89
Изменение механических свойств и структуры облучённой нейтронами ультрамелкозернистой стали X18H9T, полученное методом равноканального углового прессования. А.А. Карсаков, В.К. Шамардин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	91
Запасённая энергия в реакторном графите, облучённом при температуре 450–640 °С. Е.П. Белан, Д.В. Харьков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	93
Инжекционный комплекс установки Vela для проведения имитационных экспериментов. А.В. Зиятдинова, А.А. Никитин, С.В. Рогожкин, Т.В. Кулевой (ФГБУ «ИТЭФ» (НИЦ «Курчатовский институт»), Москва).....	93
РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ	97
Деактивация поверхностей полимерными плёночными композициями. А.А. Каверзина ¹ , А.А. Лизин ^{1,2} (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	98
Матрицы для включения электролитов пирохимической переработки ядерного топлива. А.А. Колобова ¹ , А.А. Лизин ^{1,2} , С.В. Томилин ² (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	101
Подготовка проб молибдатных расплавов пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива для атомно-эмиссионного спектрального анализа. Т.А. Михайлова, М.В. Закатнова, М.И. Хамдеев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	105

Вторичное восстановление (металлизация) МОКС-таблеток в расплаве хлорида и оксида лития. П.И. Нечаев, А.Г. Осипенко, Р.С. Галиев, С.С. Погляд (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	106
Компактный автоматизированный узел обращения с жидкими среднеактивными отходами в полифункциональном радиохимическом исследовательском комплексе. П.И. Нечаев, С.С. Погляд (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	109
Выделение цезия из имитатора отработанного электролита. П.И. Нечаев, С.С. Погляд, А.Г. Осипенко, Н.С. Анкудинова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	111
Разработка математической модели печи карботермического синтеза смешанного уран-плутониевого топлива для реактора на быстрых нейтронах. А.А. Полосин, М.О. Бланк, С.Н. Ливенцов, Н.В. Ливенцова (ФГАОУ ВО «ИШЯТ НИ ТПУ», г. Томск)	113
Экспериментальная проверка процесса получения матриц для иммобилизации высокоактивных отходов на основе отработанных дезактивирующих растворов и конструкционных материалов. Е.А. Прыжевская ¹ , С.С. Погляд ^{1,2} , А.А. Лизин ^{1,2} , С.В. Томили ² (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	115
Применение метода масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой для контроля изотопного состава плутония в продуктах переработки отработавшего ядерного топлива. Е.В. Смолянинова, Ю.А. Тадевосян, П.Д. Жижин (ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск).....	119
Исследования для обоснования методики определения массового содержания трития в смешанном нитридном уран-плутониевом облучённом ядерном топливе. Д.Е. Тихонова ¹ , В.Н. Момотов ² (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград).....	120
Опыт крупномасштабной наработки концентрата редкоземельных элементов из высокоактивных отходов завода РТ-1. А.И. Широков, Ю.А. Ворошилов, К.В. Бугров, С.Н. Мальцев (ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск)	123

Экспериментальная проверка осадительных методов очистки урана из урансодержащих отходов. К.О. Щербакова ¹ , А.С. Корнилов ¹ , А.О. Макаров ¹ , Е.В. Питеркина ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	126
Алюмофторфосфатные стёкла для иммобилизации молибдатных высокоактивных отходов пирохимических процессов переработки отработавшего ядерного топлива. Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, С.В. Томилин, М.А. Кузин, Т.А. Михайлова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	127
НУКЛИДНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ	130
Использование гравитационного эжекционно-струйного экстрактора для переработки отходов производства молибдена-99. Р.Г. Абдуллов ^{1,2} , Д.С. Петренко ² , М.Н. Смирнов ^{1,2} (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	131
Специфика сварки радиоизотопных изделий. С.А. Андреев, Е.М. Табакин, А.В. Каплин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	132
Отработка методики определения альфа-излучающих примесей в препарате молибдена-99. В.Г. Бондарева ¹ , А.В. Борзова ¹ , Г.В. Гончарова ¹ , В.А. Дитяткин ¹ , А.Ю. Енизеркина ¹ , Е.В. Черноокая ^{1,2} (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	134
Методика контроля содержания радиоактивных примесей в препарате хлорида радия-223. И.Л. Буткалюк ¹ , А.Ю. Фахрутдинова ² , П.С. Буткалюк ¹ , А.С. Куприянов ¹ , Р.Г. Абдуллов ^{1,2} , Р.А. Кузнецов ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	135
Соосаждение актиния-227 с фторидом свинца. П.С. Буткалюк ¹ , К.О. Щербакова ¹ , И.Л. Буткалюк ¹ , Р.А. Кузнецов ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	136

Влияние примесей на поведение актиния-227 на сорбенте Ln-Resin при его выделении из облучённых радиевых мишеней. П.С. Буткалюк ¹ , К.О. Щербакова ¹ , И.Л. Буткалюк ¹ , Р.А. Кузнецов ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	137
Проект «MEDICIS»: использование метода лазерной резонансной ионизации при производстве медицинских радиоизотопов. В.М. Гадельшин (ФГАОУ ВО «УрФУ», г. Екатеринбург)	138
Исследование закономерностей растворения интерметаллида урана в азотной кислоте. А.Ю. Енизеркина ¹ , К.В. Ротманов ^{1,2} , Р.А. Кузнецов ² , Р.Г. Абдуллов ^{1,2} , М.Н. Смирнов ^{1,2} (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	141
Получение калифорния-252 облучением берклия. А.В. Куприянов ¹ , В.А. Тарасов ¹ , П.С. Буткалюк ¹ , Ю.Г. Топоров ¹ , Р.Г. Абдуллов ^{1,2} , Р.А. Кузнецов ² , К.В. Ротманов ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	142
Изготовление тонких плоских источников ионизирующего излучения для задач радиометрии и ядерной спектрометрии. А.С. Куприянов ^{1,2} , Р.Г. Абдуллов ^{1,2} , Р.Н. Минвалиев ^{1,2} , С.С. Печёрина ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	143
Учёт химического гашения при паспортизации препарата стронция-89 методом жидкостинтилляционного счёта. А.С. Куприянов ^{1,2} , М.В. Закатнова ¹ , А.Н. Юсупов ^{1,2} (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	144
Разработка методики определения содержания примесей стронция-89 и стронция-90 в препарате молибдена-99 в соответствии с Европейской фармакопеей. Е.В. Малинина ¹ , Ю.В. Казеева ¹ , А.С. Куприянов ¹ , З.Г. Ушакова ¹ , И.В. Целищев ¹ , Р.А. Кузнецов ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	145

Обработка изображений, полученных от источников ионизирующих излучений на автордиографической установке Cyclone Plus. Р.Н. Минвалиев, А.С. Куприянов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	146
Контроль радиационных параметров источников излучения на основе высокоактивного кобальта-60. Р.Н. Минвалиев, Н.Ф. Демченко, М.М. Саликов, И.В. Рогожина (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	147
Авторадиолитические процессы в растворах йода-131 и йода-125. К.В. Ротманов ¹ , Ю.Ю. Кузнецова ² , М.Н. Смирнов ^{1,2} , Р.Г. Абдуллоев ^{1,2} , А.В. Куприянов ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	148
Авторадиолитические процессы в щелочных и карбонатных растворах молибдена-99. К.В. Ротманов ¹ , А.Д. Евченко ² , М.Н. Смирнов ^{1,2} , А.В. Куприянов ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	149
Результаты переработки облучённых блоков с радием-226 во ФГУП «ПО "Маяк"». Р.Н. Хасанов, Ю.А. Ворошилов, С.А. Лукин, К.В. Бугров (ФГУП «ПО "Маяк"», г. Озёрск).....	150
Названия организаций	152

Научное издание

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

(г. Димитровград, 27–30 марта 2018 г.)

Тезисы докладов

Ответственная за выпуск С.С. Шипулина

Издательская подготовка Н.В. Чертухиной
Компьютерная вёрстка М.В. Мочалина (с. 95–151),
Л.Н. Никишиной (1–94, 152–164)
Дизайн обложки М.В. Мочалина

Подписано в печать 26.03.2018. Формат 60×84/16.
Уч.-изд. л. ~ 9. Усл. печ. л. 9,53. Ризография.
Гарнитура Times New Roman, Arial.
Тираж 160 экз. Заказ № 220.

Оригинал-макет подготовлен редакционно-издательской группой
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 978-5-94831-166-1

