ВНИИНМ
РОСАТОМ

МАТЕРИАЛЫ И ТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Молодежная научно-практическая конференция

Программа конференции и тезисы докладов

22-23 июня 2022 года
Москва, АО «ВНИИНМ»

ПРОГРАММА

молодежной научно-практической конференции «Материалы и технологии в атомной энергетике» 22-23.06.2022 в АО «ВНИИНМ»
(г. Москва, ул. Берзарина, д. 38)

22.06.2022 (среда)	
Время (Мск)	**Мероприятие**
09:00 – 10:00	Проход участников конференции в АО «ВНИИНМ» через проходную по адресу ул. Берзарина, д. 38 ПРИВЕТСТВЕННЫЙ КОФЕ-БРЕЙК
10:00 – 10:10	ОТКРЫТИЕ КОНФЕРЕНЦИИ Вступительное слово (приветствие) генерального директора АО «ВНИИНМ» **Леонида Александровича Карпюка**
10:10 – 16:50	**Секция №1 «Материалы и топливные композиции для тепловых реакторов и реакторов на быстрых нейтронах»**
10:10 – 10:30	**Сиделёв Дмитрий Владимирович (ТПУ)** Защитные хромовые покрытия для циркониевых сплавов
10:30 – 10:50	**Шелепов Иван Андреевич (АО «ВНИИНМ»)** Стойкость оболочек с защитными покрытиями в условиях высокотемпературного окисления в среде водяного пара при температурах 800 – 1500 °C
10:50 – 11:10	**Пухарева Наталья Алексеевна (НИЯУ МИФИ)** Изучение влияния ионно-плазменной обработки оболочек из сплава Э110 на шероховатость поверхности и адгезию хромового покрытия
11:10 – 11:30	**Кураев Александр Юрьевич (АО «МСЗ»)** Влияние термической обработки на структуру и свойства холоднодеформированных труб из сплава 42ХНМ
11:30 – 11:50	**Пономаренко Александр Павлович (АО «ВНИИНМ»)** Исследование и разработка технологии изготовления герметизированных труб-оболочек твэлов нового поколения на основе карбида кремния
11:50 – 12:20	КОФЕ-БРЕЙК
12:20 – 12:40	**Бубнёнков Богдан Борисович (АО «НПО «ЦНИИТМАШ»)** Селективное лазерное спекание карбидокремниевого материала и его свойства
12:40 – 13:00	**Сорокин Алексей Николаевич (АО «ВНИИНМ»)** Численное моделирование перспективной конструкции твэлов на основе U_3SI_2 с композитной оболочкой из SIC/SIC в ПС ABAQUS
13:00 – 13:20	**Задорожный Антон Валерьевич (ИБРАЭ РАН)** Основные результаты моделирования твэлов с нитридным уран-плутониевым топливом и жидкометаллическим подслоем в условиях эксплуатации реактора БОР-60

13:20 – 13:40	**Сиделёв Дмитрий Владимирович (ТПУ)** Структурно-фазовое состояние циркониевого сплава Zr-1Nb с покрытием Cr/Mo при высокотемпературном окислении на воздухе
13:40 – 14:00	**Крикоров Артем Арсенович (АО «ВНИИНМ»)** Моделирование геометрических параметров разгерметизации оболочек твэлов из сплава Э110 в условиях LOCA
14:00 – 15:00	ПЕРЕРЫВ НА ОБЕД
15:00 – 15:20	**Панфилов Антон Владимирович (АО «ТВЭЛ»)** Повышение эффективности ректификационного разделения хлоридов циркония и гафния для производства циркониевой губки АО ЧМЗ
15:20 – 15:40	**Головин Антон Владимирович (АО «ВНИИНМ»)** Обоснование применения укрупненных (массой до 4,5 т) слитков из сплава типа Э110 (Э110 о.ч.) в обеспечение стабилизации характеристик твэлов и циркониевых комплектующих ТВС
15:40 – 16:00	**Курский Руслан Александрович (НИЦ «Курчатовский Институт»)** Эволюция структуры гидридов в процессе сухого хранения отработавшего ядерного топлива и её влияние на механические свойства материалов оболочек твэлов реактора ВВЭР-1000
16:00 – 16:20	**Рышкевич Иван Александрович (АО «Атомэнергопроект»)** Исследование характеристик рекомбинаторов водорода типа РВК 500/1000 и обоснование их работоспособности в условиях проектных и запроектных аварий
16:20 – 16:50	**СТЕНДОВАЯ СЕКЦИЯ**
16:50 – 17:00	**Дискуссия. Подведение итогов работы секции №1 «Материалы и топливные композиции для тепловых реакторов и реакторов на быстрых нейтронах»**
23.06.2022 (четверг)	
09:00 – 10:00	Проход участников конференции в АО «ВНИИНМ» через проходную по адресу ул. Берзарина, д. 38 КОФЕ-БРЕЙК
10:00 – 16:50	**Секция №2 «Обращение с ОЯТ и РАО в ЗЯТЦ и вывод из эксплуатации ЯРОО»**
10:00 – 10:20	**Филимонова Елизавета Дмитриевна (АО «ВНИИНМ»)** Физико-химические свойства кристаллогидратов нитрата плутонила – литературный обзор
10:20 – 10:40	**Хорохорин Дмитрий Михайлович (ФГУП «ГХК»)** Процессы, протекающие при лазерной дезактивации поверхности трубки и сварного шва твэла от частиц уран плутониевого топлива
10:40 – 11:00	**Плисов Владислав Владимирович (АО «ВНИИНМ»)** Контроль качества при измерении удельной активности радионуклидов РАО в упаковках различной геометрии

11:00 – 11:20	**Тарасов Василий Романович (АО «ВНИИНМ»)** Азот-15 – средство сокращения наработки трития и углерода-14 в смешанном нитридном уран-плутониевом топливе
11:20 – 11:40	**Щепин Андрей Станиславович (АО «ВНИИХТ»)** Дезактивация картриджа аэрозольного металлотканевого фильтра методом отмывки с ультразвуковой и электрохимической интенсификацией процесса
11:40 – 12:10	КОФЕ-БРЕЙК
12:10 – 12:30	**Мельникова Ирина Михайловна (АО «ВНИИХТ»)** Гидротермальная устойчивость пирохлоровых минералоподобных матриц для иммобилизации редкоземельно-актинидной фракции
12:30 – 12:50	**Игин Всеволод Игоревич (ФГУП «НО РАО»)** Цели и задачи научно-технологического сотрудничества ФГУП «НО РАО» с отечественными и международными организациями по вопросам интеграции технологий захоронения РАО
12:50 – 13:10	**Тугушева Динара Игоревна (ФГУП «НО РАО»)** Анализ международного опыта по формированию покрывающего экрана как барьера безопасности при закрытии пунктов захоронения РАО
13:10 – 13:30	**Бамборин Михаил Юрьевич (ФГУП «НО РАО»)** Анализ физико-механических характеристик бетонного камня, модифицированного глиной, для создания барьера безопасности пункта захоронения РАО
13:30 – 13:50	**Трофимова Юлия Васильевна (ФГУП «НО РАО»)** Физическое моделирование барьера безопасности на основе глиносодержащих материалов для ограничения миграции радионуклидов из пункта захоронения РАО
13:50 – 14:50	ПЕРЕРЫВ НА ОБЕД
14:50 – 15:10	**Сергунин Алексей Петрович (ИБРАЭ РАН)** Характеризация загрязнения грунтов промышленных площадок ОИАЭ в условиях недостатка данных
15:10 – 15:30	**Ларина Алёна Игоревна (АО «ВНИПИПТ»)** Загрязнение промплощадок объектов особых РАО – МЯВ и проведение реабилитационных мероприятий
15:30 – 15:50	**Сомкина Евгения Владимировна (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»)** Исследование возможности бесклеевого соединения деталей радиационной защиты
15:50 – 16:10	**Лаврентьева Алина Алексеевна (АО «ВНИИНМ»)** Разработка стекломатрицы для иммобилизации ВАО от переработки ОЯТ
16:10 – 16:40	СТЕНДОВАЯ СЕКЦИЯ
16:40 – 16:50	**Дискуссия. Подведение итогов работы секции №2 «Обращение с ОЯТ и РАО в ЗЯТЦ и вывод из эксплуатации ЯРОО»**
16:50 – 17:00	ЗАКРЫТИЕ КОНФЕРЕНЦИИ

СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ	
Секция №1 «Материалы и топливные композиции для тепловых реакторов и реакторов на быстрых нейтронах»	
1.1	**Курганов Сергей Вячеславович (АО «МСЗ»)** Исследование процессов финишного механического воздействия на свойства и технологичность тонкостенных труб для оболочек твэлов реактора СМ
1.2	**Федотов Иван Вячеславович (НИЦ «Курчатовский институт»)** Особенности фазообразования в сталях КР ВВЭР с различным содержанием никеля в процессе облучения при повышенной температуре
1.3	**Комаров Николай Дмитриевич (НИЯУ МИФИ)** Моделирование каскадов атомных столкновений в оксиде железа Fe_3O_4
1.4	**Сабуров Николай Сергеевич (АО «ВНИИНМ»)** Замедленное гидридное растрескивание оболочек твэлов из сплавов циркония различных систем легирования
1.5	**Авдонина Евгения Александровна (АО «ВНИИНМ»)** Валидация расчетного кода СТАРТ-3А по результатам облучения твэлов ТВС-К
1.6	**Локтаев Кирилл Виленинович (АО «ВНИИНМ»)** Определение допустимой области эксплуатации реакторов ВВЭР
1.7	**Королева Алена Игоревна (АО «ВНИИНМ»)** Моделирование и анализ поведения оболочек твэлов из SiC/SiC при помощи кода СТАРТ-3А
1.8	**Крикоров Артем Арсенович (АО «ВНИИНМ»)** «BURST» тесты оболочек твэлов реакторов типа ВВЭР. Анализ неопределенностей
1.9	**Сергачева Мария Игоревна (АО «ВНИИНМ»)** Исследование локализации пластического течения циркониевого сплава Э110 применительно к условиям холодной прокатки труб
1.10	**Жуковский Павел Леонидович (АО «ВНИИНМ»)** Покрытие SiC для циркониевых оболочек твэлов
1.11	**Владимиров Даниил Анатольевич (АО «ВНИИНМ»)** Разработка математической модели активного колодезного счетчика нейтронных совпадений AWCC
1.12	**Маркелов Дмитрий Евгеньевич (АО «ГНЦ НИИАР»)** Послереакторные исследования микроструктуры и механических свойств оболочек экспериментальных твэлов – макетов твэлов реактора МБИР
1.13	**Соколовский Дмитрий Анатольевич (АО «ГНЦ НИИАР»)** Радиационное упрочнение и охрупчивание стали Х18Н10Т после облучения в реакторе БОР-60 при температурах 450-625 °С

1.14	**Беляева Анна Викторовна (АО «ГНЦ НИИАР»)** Основные результаты исследований твэлов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом ОУ-4 и ОУ-10 после облучения в реакторе БОР-60
1.15	**Гильмутдинов Ильнур Фаилович (АО «ГНЦ НИИАР»)** Исследование облученного нитридного топлива методами сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа
1.16	**Царьков Андрей Андреевич (ООО «РусАТ»)** Разработка технологии прямого лазерного выращивания (ПЛВ) крупногабаритных изделий атомной энергетики
1.17	**Булаев Никита Александрович (ФГУП «ПО «Маяк»)** Аналитический контроль физико-химических показателей таблеток смешанного уран-плутониевого топлива на ФГУП «ПО «Маяк»
1.18	**Литвинова Марина Андреевна (ФГУП «ПО «Маяк»)** Контроль среднего условного размера зерна таблеток смешанного оксидного уран-плутониевого топлива с применением анализатора фрагментов микроструктуры твёрдых тел SIAMS 800
1.19	**Литвинова Марина Андреевна (ФГУП «ПО «Маяк»)** Коррозионные исследования хромоникелевого сплава марки 46ХНМ, применяемого при изготовлении греющих камер для завода РТ-1
1.20	**Литвинова Марина Андреевна (ФГУП «ПО «Маяк»)** Галлий. Разработка методики выполнения измерений массовой доли галлия методом атомно-эмиссионной спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой
1.21	**Раскина Лидия Владимировна (АО ЧМЗ)** Альтернативные методы контроля содержания фтора и хлора в порошке циркония натриетермическом (ПЦрН)
1.22	**Демина Анна Юрьевна (АО «Гиредмет»)** Разработка технологии радиационно-стойкого градиентного оптического волокна на основе галогенидов таллия
1.23	**Зорькин Андрей Игоревич (ТПУ)** Оценка влияния на нейтронно-физические параметры КЛТ-40С при добавке BeO в топливный композит
1.24	**Стовпец Даниил Евгеньевич (ТПУ)** Электродуговой синтез порошков на основе карбида кремния
1.25	**Ашихмин Денис Александрович (ТПУ)** Стойкость лазерных сварных соединений из сплава Э110 к высокотемпературному окислению
1.26	**Зиньковский Константин Алексеевич (ТПУ)** Влияние скорости осаждения хромовых покрытий на их структуру и стойкость к окислению
1.27	**Ручкин Сергей Евгеньевич (ТПУ)** Защитные многослойные покрытия на основе хрома для циркониевых сплавов

1.28	**Белявский Сергей Владимирович (ТПУ)** Моделирование продления кампании топлива для малых модульных реакторов на примере КЛТ-40С
1.29	**Беляков Дмитрий Михайлович (ТПУ)** Исследование процесса плазмохимического синтеза оксидных композиций для уранового толерантного ядерного топлива
1.30	**Иванов Кирилл Сергеевич (ТПУ)** Исследование процесса плазмохимического синтеза оксидных композиций для плутоний-ториевого толерантного ядерного топлива
1.31	**Суняйкина Анна Алексеевна (ТПУ)** Исследование процесса плазмохимического синтеза оксидных композиций для толерантного REMIX-топлива
1.32	**Тихонов Алексей Евгеньевич (ТПУ)** Исследование процесса плазмохимического синтеза оксидных композиций для уран-ториевого толерантного ядерного топлива
1.33	**Расторгуев Вячеслав Игоревич (ТПУ)** Исследование процесса плазмохимического синтеза оксидных композиций для уран-плутониевого толерантного ядерного топлива
1.34	**Пономарёва Полина Александровна (ТПУ)** Условия синтеза и образования MAX-ФАЗ Ti_3SiC_2
1.35	**Панина Ольга Дмитриевна (ТПУ)** Синтез высокочистого сырья для получения ядерно-легированного кремния
Секция №2 «Обращение с ОЯТ и РАО в ЗЯТЦ и вывод из эксплуатации ЯРОО»	
2.1	**Будин Олег Николаевич (АО «ВНИИХТ»)** Распределение актинидов и продуктов деления при шлаковом переплаве конструкционных материалов отработавшей тепловыделяющей сборки ВВЭР-1000
2.2	**Сапрыкин Роман Владимирович (АО «ВНИИХТ»)** Применение метода направленной кристаллизации для регенерации ионных сред пироэлектрохимических переделов переработки ОЯТ быстрых реакторов
2.3	**Архипова Мария Андреевна (АО «ВНИИНМ»)** Экспериментальная проверка режима растворения необлучённых таблеток из диоксидов U-Pu-Np-Am
2.4	**Теплов Иван Андреевич (АО «ВНИИНМ»)** Выделение урана из карбонатных растворов окислительного растворения ОЯТ
2.5	**Шарадзе Георгий Александрович (АО «ВНИИНМ»)** Экстракционное разделение урана, тория и РЗЭ в азотнокислых растворах бинарными экстрагентами на основе фосфорилированного кислотного поданда и триоктилметиламмония нитрата
2.6	**Крапивина Маргарита Кирилловна (АО «ВНИИНМ»)**

	Иммобилизация РАО с применением гидравлических вяжущих и метода горячего изостатического прессования
2.7	**Швиндин Михаил Андреевич (АО «Радиевый институт им. В.Г.Хлопина»)** Изучение люминофоров ZnS:Cu,I, синтезированных методом йодного транспорта, для твердотельных радиолюминесцентных источников света на основе трития
2.8	**Шрайнер Артур Эдуардович (АО «СХК»)** Некоторые особенности работы каскада центробежных экстракторов с применением краун-эфира Б15К5
2.9	**Ильичев Дмитрий Игоревич (АО «СХК»)** Остекловывание РАО. Учет остеклованных отходов
2.10	**Хорун Анастасия Александровна (ФГУП «ПО «Маяк»)** Результаты работ по извлечению и приведению к критериям приемлемости накопленных удаляемых ТРО из пункта долговременного хранения химического завода ФГУП «ПО «Маяк»
2.11	**Шайдуллин Сергей Минуллович (ФГУП «ПО «Маяк»)** Определение коррозионной стойкости огнеупорных материалов в расплавах боросиликатных стекол для малогабаритного плавителя дизайна ФГУП «ПО «Маяк»
2.12	**Дудкин Владимир Алексеевич (ФГУП «ПО «Маяк»)** Оценка безопасности процесса утилизации литий содержащих отходов
2.13	**Маркова Дарья Владимировна (ФГУП «ПО «Маяк»)** Исследование процесса цементирования высокоактивных щелочных отходов сложного состава
2.14	**Иванеева Анна Владимировна (ФГУП «ПО «Маяк»)** Контроль качества отмывки технологического оборудования от органических примесей
2.15	**Иванеева Анна Владимировна (ФГУП «ПО «Маяк»)** Определение краун-эфиров в экстракционной системе при фракционировании высокоактивных отходов
2.16	**Литвинова Марина Андреевна (ФГУП «ПО «Маяк»)** Материаловедческие исследования конструкционных материалов малогабаритного опытного плавителя для остекловывания ВАО
2.17	**Шабурова Елена Сергеевна (ФГУП «ПО «Маяк»)** Результаты определения термической устойчивости алюмофосфатных стекол
2.18	**Халтурин Дмитрий Владимирович (ФГУП «ПО «Маяк»)** Дефектоскопия электродов электрохимического восстановления методом компьютерной томографии
2.19	**Бобров Павел Александрович (ФГУП «ПО «Маяк»)** Исследование возможности разрушения органической компоненты из радиоактивных суспензий

2.20	**Феоктистов Кирилл Алексеевич (ФГУП «ПО «Маяк»)** Выщелачивание радионуклидов из цементных компаундов с отвержденной пульпой гидроксида железа
2.21	**Кушков Олег Олегович (ТПУ)** Разработка системы контроля уровня и плотности растворов радиохимических производств
2.22	**Помесячная Екатерина Дмитриевна (ТПУ)** Воздушно-плазменная утилизация жидких радиоактивных отходов
2.23	**Туксов Илья Владимирович (ТПУ)** Исследование и оптимизация процесса воздушно-плазменной утилизации отходов переработки отработавшего ядерного топлива
2.24	**Тогузбаева Айгуль Бауыржанкызы (ТПУ)** Измерения ядерных материалов в растворе в системе с микрорасходами
2.25	**Герасимчук Александр Михайлович (ТПУ)** Определение скоростей смещения на атом под воздействием потока альфа-частиц в стекольных матрицах и матричном материале на основе $NdAlO_3$
2.26	**Чернова Ульяна Вадимовна (ТПУ)** Система многоканального электроформования для получения композитных полупроницаемых фторполимерных мембран
2.27	**Воробьева Анастасия Александровна (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»)** Расчетный анализ теплогидравлических параметров бассейнов выдержки Билибинской АЭС при длительном хранении ОЯТ
Секция №3 «Сверхпроводниковые материалы и материалы для термоядерных реакторов»	
3.1	**Воронина Екатерина Дмитриевна (ТПУ)** Магнетронное осаждение оксидов металлов для создания сверхпроводниковых материалов
3.2	**Крылова Мария Владимировна (АО «ВНИИНМ»)** Экспериментальное обоснование конструкции и режимов термообработки Nb_3Sn сверхпроводников для современных ускорителей
3.3	**Коновалова Надежда Викторовна (АО «ВНИИНМ»)** Структура и свойства Nb_3Sn сверхпроводников для различных магнитных систем
3.4	**Савельев Илья Игоревич (АО «ВНИИНМ»)** Влияние легирования на структуру и свойства Nb-Ta полуфабрикатов, используемых для получения Nb_3Sn сверхпроводников для сильных магнитных полей

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

Секция №1 «Материалы и топливные композиции для тепловых реакторов и реакторов на быстрых нейтронах»

ЗАЩИТНЫЕ ХРОМОВЫЕ ПОКРЫТИЯ ДЛЯ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

Д.В. Сиделёв[а,*], Е.Б. Кашкаров[а], В.Н. Кудияров[а], А.Г. Мальгин[б], И.А. Шелепов[б], Н.С. Сабуров [б]

[а] Томский политехнический университет, г. Томск, sidelevdv@tpu.ru

[б] АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара», г. Москва

Настоящая работа направлена на изучение защитного поведения циркониевых сплавов с хромовыми покрытиями в условиях, имитирующих нормальный и аварийный режимы эксплуатации тепловых реакторов. Были использованы две технологии магнетронного осаждения: высокоскоростная (скорость осаждения - 40-50 нм/с, плотность ионного тока на изделие - 3-5 мА/см^2); мультикатодная (скорость осаждения - 3-5 нм/с, плотность ионного тока на изделие - 5-8 мА/см^2).

Получены данные о влиянии параметров технологии магнетронного осаждения Cr покрытий на окисление циркониевых сплавов в потоке водяного пара при температуре до 1400 °С. Защита Zr сплавов от высокотемпературного окисления обеспечивается формированием плотного поверхностного слоя оксида хрома. На длительность защитного поведения циркониевого сплава с Cr покрытием существенное влияние оказывает диффузия и растворение Cr в β-Zr. Продемонстрирована роль микроструктуры и толщины хромовых покрытий на скорость окисления и кинетику диффузии хрома и циркония в диапазоне температур 900-1200 °С (рис. 1). Показана возможность защиты сплава Э110 от окисления в течение 5000 с в потоке водяного пара при температуре 1200 °С.

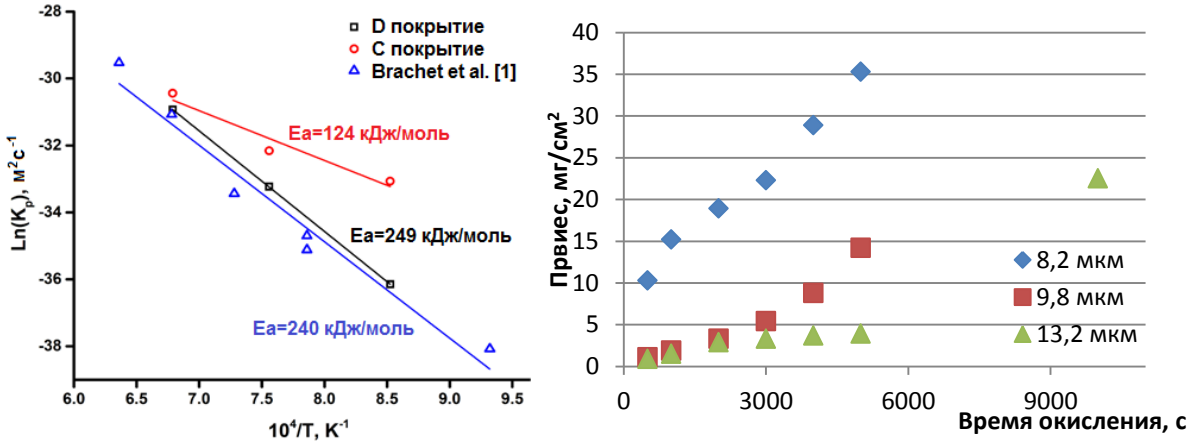


Рисунок 1. Кривые Аррениуса для константы скорости окисления Cr покрытий в зависимости от технологии их получения (слева). Кинетика окисления в потоке водяного пара Zr сплава с Cr покрытиями, толщиной 8,2, 9,8 и 13,2 мкм (справа).

Список использованной литературы:

1. J.-C. Brachet, E. Rouesne, J. Ribis, T. Guilbert, S. Urvoy, G. Nony, C. Toffolon-Masclet, M. Le Saux, N Chaabane, H. Palancher, A. David, J. Bischoff, J. Augereau, E. Pouillier, High temperature steam oxidation of chromium-coated zirconium-based alloys: Kinetics and process, Corros. Sci. 167 (2020) 108537.

СТОЙКОСТЬ ОБОЛОЧЕК С ЗАЩИТНЫМИ ПОКРЫТИЯМИ В УСЛОВИЯХ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ОКИСЛЕНИЯ В СРЕДЕ ВОДЯНОГО ПАРА ПРИ ТЕМПЕРАТУРАХ 800 – 1500 °С

И.А. Шелепов, А.Г. Мальгин, С.А. Бекренев, Е.Г. Буланцова, И.С. Ерёмин
АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара»

Произошедшая в Японии в 2011 г. году авария на АЭС «Фукусима-1» стала поводом вновь активизировать исследования и разработки, направленные на повышение стойкости циркониевых оболочек в условиях аварий и созданию устойчивого к таким авариям толерантного топлива. В настоящее время большой объем исследований направлен на создание циркониевых оболочек с защитными покрытиями, способными повысить стойкость твэлов к окислению при эксплуатации на повышенной мощности реактора в удлиненных топливных циклах, при эксплуатации с нарушениями водно-химического режима и/или подкипанием теплоносителя, а также в случае аварии с потерей теплоносителя - LOCA.

В настоящей работе представлены результаты исследования стойкости оболочечных труб из сплава Э110опт с защитным хромовым покрытием толщиной ~ 10 мкм, нанесенным PVD-методом (Physical Vapor Deposition), к окислению при температурах 800 - 1500 °С в условиях, имитирующих аварию с потерей теплоносителя. Построены кинетические зависимости окисления оболочек с защитным покрытием; выполнены исследования, характеризующие изменения структурно-фазового состояния циркониевой оболочки и покрытия в процессе окисления; изучено влияние температуры и длительности окисления на склонность к поглощению водорода и кислорода, и деградацию механических свойств.

В диапазоне температур до 1300 °С нанесение защитного хромового покрытия позволяет повысить стойкость к окислению циркониевой оболочки, обеспечивая снижение доли поглощенного кислорода и водорода при сохранении минимально необходимого уровня остаточной пластичности. По результатам микроструктурных исследований показано, что в процессе окисления оболочек с покрытием хрома на наружной поверхности формируется плотно сцепленная с матрицей оксидная пленка Cr_2O_3 и наблюдается взаимная диффузия хрома в циркониевую матрицу с образованием интерметаллидного слоя $ZrCr_2$ на границе раздела «покрытие-оболочка» и циркония в хромовое покрытие. Образование и рост оксида хрома и слоя интерметаллида $ZrCr_2$ способствует уменьшению исходной толщины покрытия. Интенсивность роста оксидной пленки и слоя интерметаллида, растущая по мере увеличения температуры и длительности окисления, определяет предел стойкости защитного покрытия в условиях проектной аварии LOCA.

При окислении оболочек с защитным покрытием при температурах выше 1330 °С установлена практически мгновенная диффузия хрома из покрытия в циркониевую матрицу с образованием эвтектики Zr-Cr, способствующей ускорению процесса окисления и поглощения водорода и ведущей к существенному снижению пластичности оболочек с покрытием до уровня, характерного оболочки без покрытия.

ИЗУЧЕНИЕ ВЛИЯНИЯ ИОННО-ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКИ ОБОЛОЧЕК ИЗ СПЛАВА Э110 НА ШЕРОХОВАТОСТЬ ПОВЕРХНОСТИ И АДГЕЗИЮ ХРОМОВОГО ПОКРЫТИЯ

Антонова Е.С., Джумаев П.С., Пухарева Н.А., Кореневский Е.Л., Исаев Р.Ш*.
Национальный Исследовательский Ядерный Университет «МИФИ», Москва
*e-mail: isayev_rafael@mail.ru

В процессе эксплуатации ядерного реактора на поверхности сплавов циркония, образуется плотная защитная пленка оксида циркония. В случаи аварии с потерей теплоносителя происходит деградация защитных свойств оксида из-за фазовых превращений в оксиде и в самом сплаве циркония и как таково оболочка твэла может разрушиться. Поэтому разработка устойчивых к высокотемпературному окислению оболочек имеет принципиальное значение для безопасности атомной энергетики в целом [1]. Для защиты сплавов циркония от высокотемпературного окисления, перспективным является покрытие из хрома [2-3]. Одним из наиболее важных этапов нанесения покрытия является подготовка поверхности подложки. Эффективным методом очистки поверхности является ионно-плазменное травление инертными газами. Помимо очистки поверхности при ионном распылении модифицируется рельеф поверхности, что способствует достижению оптимальной шероховатости и увеличению адгезии покрытия с подложкой [4].

В исследовании определены параметры очистки образцов из сплава Э110 на установке ИЛУР-03. Для заданных параметров пучка Ar^+ максимальная эффективность ионной полировки наблюдается для неровностей с характерным размером 30-50 мкм. Это достигается при режимах с давлением 0,38 Па в камере и токе на ионном источнике в 60 мА и 100 мА, а также и при давлении 0,18 Па и тока в 80 мА. На ионную полировку значительное влияние оказывает скорость вращения образцов, и оптимальной является 10 об/мин. На основе результатов скретч-тестирования, режим ионной полировки при токе 80 мА и давления аргона в камере 0,18 Па определен как наиболее оптимальным для подготовки поверхности оболочек из сплава Э110 для нанесения защитного хромового покрытия.

Список использованной литературы:

1. Крицкий В. Г., Калин Б. А. Коррозия оболочек твелов в жизненном цикле ТВС легководных реакторов. – 2020.

2. Kalin B. A. et al. Features of creating wear-resistant anti-corrosion coatings with a barrier layer on fragments of fuel claddings from E110 o. ch //IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – IOP Publishing, 2020. – Т. 1005. – №. 1. – С. 012009.

3. Brachet, J.C.; Idarraga-Trujillo, I.; Flem, M.L.; Saux, M.L.; Vandenberghe, V.; Urvoy, S.; Rouesne, E.; Guilbert, T.; Toffolon-Masclet, V.; Tupin, M.; et al. Early studies on Cr-Coated Zircaloy-4 as enhanced accident tolerant nuclear fuel claddings for light water reactors. J. Nucl. Mater. 2019, 517, 268–285

4. Frost F. et al. Large area smoothing of surfaces by ion bombardment: fundamentals and applications //Journal of Physics: Condensed Matter. – 2009. – Т. 21. – №. 22. – С. 224026.

ВЛИЯНИЕ ТЕРМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКИ НА СТРУКТУРУ И СВОЙСТВА ХОЛОДНОДЕФОРМИРОВАННЫХ ТРУБ ИЗ СПЛАВА 42ХНМ

Кураев А.Ю.
АО «Машиностроительный завод», г. Электросталь

По существующей технологии для изготовления труб из сплава 42ХНМ применяются валковые станы типа ХПТ, KPW и роликовые станы ХПТР. При этом схема деформации металла на роликовых станах холодной прокатки труб аналогична холодной прокатке труб на валковых станах. По сравнению со станами ХПТ станы ХПТР имеют меньшую производительность, т.к. обжатия по диаметру на этих станах очень малы, и в процессе прокатки, главным образом, уменьшается толщина стенки. Поэтому, как правило, прокатка труб на станах ХПТР применяется на завершающих переделах производства труб. Коэффициент вытяжки для термо-деформационного цикла изготовления большинства передельных труб варьируется в пределах от 2,44 до 2,89, а коэффициент вытяжки большинства труб готового размера – от 1,62 до 1,72. После каждого передела холодной пластической деформации трубы подвергают безокислительной термической обработке в вакууме. Термическая обработка труб на первых переделах проводится в вакуумных шахтных печах инерционного нагрева VSQ при температуре 1130±60°С. Заключительная термическая обработка проводится на установках форсированного (быстрого) нагрева «АТОН» при температуре 1130±50°С. Термическая обработка на установках «АТОН» по сравнению с печами VSQ отличается более высокими скоростями нагрева при непрерывно-последовательном перемещении труб через блок нагревателей, что позволяет получить более равномерную и менее разнозернистую микроструктуру в сравнении с отжигом в печах VSQ.

В рамках работ по отработке технологии термической обработки труб из сплава 42ХНМ, с целью поиска наиболее оптимальных режимов термической обработки, которые неразрывно связаны с повышением технологичности, со структурно-фазовым состоянием и механическими свойствами труб, были проведены металлографические исследования микроструктуры, измерения микротвердости и механических свойств холоднодеформированных передельных труб и труб готового размера с принятыми коэффициентами вытяжки после различных термических обработок.

В материаловедческой части работы выбран более широкий, по сравнению с существующим, диапазон температур от 650 до 1150°С с выдержкой при температурах отжига 30 мин. Отмечено упрочнение в образцах холоднодеформированных труб после дорекристаллизационных отжигов вплоть до 850°С, при этом уровень упрочнения увеличивается с ростом степени предшествующей холодной деформации. Данное упрочнение, вероятно, связано с выделением мелкодисперсной α-фазы на основе хрома. Дальнейшее повышение температуры приводит к постепенному разупрочнению материала труб. Металлографическими исследованиями установлено, что отношение $T_{п.р.}^{abs}$ / $T_{пл}^{abs}$ для принятых коэффициентов вытяжки составляет значение около 0,75. При этом интервал первичной рекристаллизации не превышает 50°С $T_{п.р.}$. При температурах отжига выше 1100°С наблюдается существенный рост некоторых зерен. Таким образом, по существующей технологии термическая обработка передельных труб из сплава 42ХНМ проводится в интервале температур собирательной или вторичной рекристаллизации, поэтому указанный температурный режим целесообразно скорректировать после определения области первичной рекристаллизации.

ИССЛЕДОВАНИЕ И РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ГЕРМЕТИЗИРОВАННЫХ ТРУБ-ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ НА ОСНОВЕ КАРБИДА КРЕМНИЯ

А.П. Пономаренко, Ф.В. Макаров, Р.Г. Захаров, А.В. Глебов, А.А. Алексеев, А.Д. Багдатьев, И.А. Дзюбинский, Е.М. Глебова, Д.В. Кузнецов, Б.В. Сафронов, А.В. Антиа, Д.А. Кожева, Н.В. Гречухина
ALPPonomarenko@bochvar.ru

Топливо и конструкции активной зоны в существующих водо-водяных энергетических реакторах уязвимы для катастрофических последствий в случае потери теплоносителя, о чем свидетельствует авария на АЭС Фукусима в марте 2011 г. [1-2] Эта уязвимость связана в первую очередь с кинетикой быстрого окисления циркониевых сплавов в среде водяного пара при очень высоких температурах, что приводит к образованию взрывоопасной газовой смеси водорода. В современных ВВЭР сплавы Zr используются почти исключительно в качестве материалов для оболочек твэлов и конструкций активной зоны. Материалы на основе карбида кремния, в частности керамические композиты с матрицей SiC, армированные непрерывным волокном SiC (композиты SiC/SiC), являются одними из возможных альтернативных материалов для оболочек твэлов ВВЭР, чтобы сделать аварийно-устойчивое толерантное топливо.

В АО «ВНИИНМ» работы по исследованию и разработке герметизированных труб-оболочек твэлов нового поколения на основе карбида кремния ведутся с 2016 года. За это время был проведен большой пласт работ, были разработаны четыре технологии, зарегистрированы три патента, три ноу-хау и три технических условия.

В работе представлены результаты работы по проекту ГИМ «Исследование и разработка технологии изготовления герметизированных твэлов нового поколения на основе карбида кремния», в рамках которого была разработана опытно-промышленная технология изготовления экспериментальных образцов труб на основе SiC, проведены дореакторные испытания герметизированных твэлов SiC/SiC, создан опытный участок по производству и исследованию трубчатых изделий на основе SiC.

Список использованной литературы:

1. Южанин А., Данилова Т. - Топливо будущего. Атомный эксперт. URL: http://atomicexpert-old.com/content/toplivo-budushchego

2. Безумов В.Н., Новиков В.В., Кабанов А.А., Захаров Р.Г., Макаров Ф.В., Пономаренко А.П., Вопросы разработки оболочки твэла из композиционного материала на основе карбида кремния в рамках концепции безопасности водоохлаждаемых реакторов в условиях аварий // Вопросы атомной науки и техники: Материаловедение и новые материалы. – 2014. № 4(79). С. 76-90.

СЕЛЕКТИВНОЕ ЛАЗЕРНОЕ СПЕКАНИЕ КАРБИДОКРЕМНИЕВОГО МАТЕРИАЛА И ЕГО СВОЙСТВА

Бубнёнков Б.Б., Иванов И.А., Юдин А.В., Жармухамбетов А.С., Свистунов Е.И.
ГНЦ АО «НПО «ЦНИИТМАШ», г. Москва, bogis13@yandex.ru

Карбид кремния широко распространен в различных отраслях промышленности благодаря таким свойствам, как высокая жаропрочность и жаростойкость, стойкость к термоциклированию, коррозионная стойкость, низкий коэффициент термического расширения. Однако помимо стойкости к высокой температуре материал должен обладать наименьшей плотностью и иметь приемлемую конечную стоимость. Так, при сопоставимых температурах плавления, по сравнению с другими высокотемпературными материалами, такими как жаростойкие стали, высокотемпературные керамики на основе боридов и силицидов, SiC имеет значительно меньшую плотность и стоимость, что может являться главным фактором при выборе конструкционного материала. Несмотря на явное превосходство свойств данного материала, существует проблема производства сложнопрофильных изделий из него, поскольку традиционными способами производства являются длительное горячее прессование и его разновидности, а материал имеет плохую обрабатываемость. Данную задачу может решить такой метод аддитивного производства, как селективное лазерное спекание (СЛС). Он позволяет получать сложнопрофильные изделия с минимальной толщиной стенки за счет последовательного послойного спекания частиц порошкового материала, а параметры спекания и исходных материалов могут влиять на пористость и прочность, в зависимости от назначения.

В качестве исходных материалов использовался порошок карбида кремния марки 64С М40 со средним размером частиц 40 мкм. Процесс СЛС осуществлялся в среде аргона на установке Meltmaster 160™ с платформой построения размером 160 на 160 мм и мощностью лазера до 200 Вт, производства ГНЦ АО «НПО «ЦНИИТМАШ». В ходе проведения эксперимента менялась мощности лазера и скорость его перемещения по поверхности порошка. Плотность энергии составляла от 15 до 100 Вт/мм^2, шаг сканирования оставался одинаковым.

Анализ микроструктуры проводился при помощи РЭМ. Фазовый анализ образцов, которые разрушились и, которые успешно отделились от платформы построения, а также фрагмент серийного карбидокремниевого изделия, проводился методом РФА.

По результатам проведенных исследований установлено:

1. С повышением плотности мощности наблюдается рост плотности образцов и улучшение микроструктуры.
2. РФА показал, что исходном порошке присутствуют две модификации карбида кремния гексагональная и ромбоэдрическая. В образцах наблюдаются две модификации SiC, но содержание карбида кремния с ромбоэдрической решёткой снижается с увеличением плотности энергии, а доля свободного кремния возрастает до 5,5%.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРСПЕКТИВНОЙ КОНСТРУКЦИИ ТВЭЛОВ НА ОСНОВЕ U_3SI_2 С КОМПОЗИТНОЙ ОБОЛОЧКОЙ ИЗ SIC/SIC В ПС ABAQUS

Кузнецов В.И., Крупкин А.В., Демьянов П.Г., Сорокин А.Н.
АО «ВНИИНМ», Москва, Россия

В настоящее время в АО «ВНИИНМ» проводится комплекс работ по разработке и внедрению перспективных материалов для конструирования твэлов, которые проявляют толерантное поведение в аварийных ситуациях.

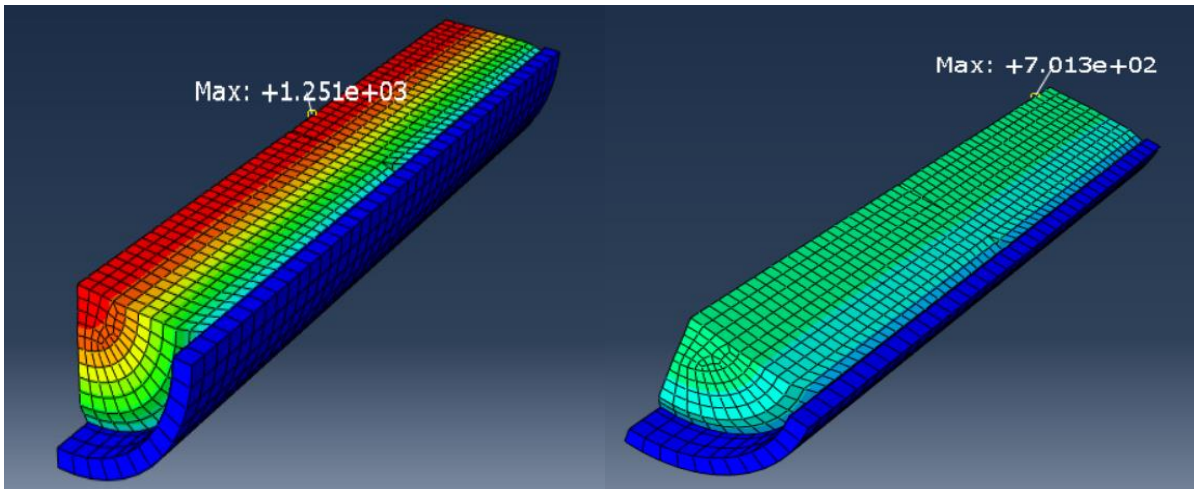
В данной работе рассмотрена перспективная конструкция твэла с «холодным топливом» из дисилицида урана U_3Si_2 и оболочкой из композитного материала на основе карбида кремния SiC/SiC.

Сочетание данных материалов при нормальной эксплуатации позволяет получить температуру топлива значительно ниже, относительно штатной конструкции, в чем и заключается концепция «холодного топлива».

На основании рассмотренной конструкции разработана 3D МКЭ модель твэла в коде ABAQUS с применением специальной опции для моделирования композитных материалов.

На рисунке 1 представлены результаты расчетов распределения температур в конструкциях твэла (штатной и перспективной) в конце моделируемого режима “выход на мощность”.

Из рисунка 1 видно, что внедрение перспективной конструкции позволит снизить среднюю температуру в топливе на 450 – 500 °С по сравнению со штатным топливом, что является преимуществом при проектных авариях.



а) таблетка UO_2, оболочка Э110; б) таблетка U_3Si_2, оболочка SiC/SiC.

Рис. 1 – Температурное поле на участке твэла, °С

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ ТВЭЛОВ С НИТРИДНЫМ УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ ТОПЛИВОМ И ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ПОДСЛОЕМ В УСЛОВИЯХ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА БОР-60

Задорожный А.В., Озрин В.Д.
ИБРАЭ РАН, Москва, zadorozhnyi@ibrae.ac.ru

В настоящее время в России Госкорпорацией «Росатом» реализуется проектное направление «Прорыв», нацеленное на создание и промышленную реализацию замкнутого ядерного топливного цикла на базе реакторов на быстрых нейтронах. Смешанное нитридное уран-плутониевое топливо рассматривается в качестве основного топливного материала для проекта реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. Одним из основных преимуществ этого топлива является его хорошая теплопроводность, но при использовании газового подслоя в твэле с плохой теплопроводностью она во многом нивелируется. Жидкометаллический подслой в твэле может решить данную проблему и раскрыть все преимущества нитридного топлива [1].

Необходима предварительная оценка поведения нитридного твэла при облучении в быстром реакторе до высоких выгораний, которая может быть выполнена с помощью специальных твэльных расчетных кодов, одним из которых является код БЕРКУТ-У, разрабатываемый в ИБРАЭ РАН [2]. В данной работе будут представлены результаты моделирования твэлов с нитридным топливом с жидкометаллическим подслоем в условиях эксплуатации реактора БОР-60 кодом БЕРКУТ-У. Сравнение расчетного распухания нитридного топлива экспериментального твэла в случаях свинцового и гелиевого подслоя представлено на рисунке 1.

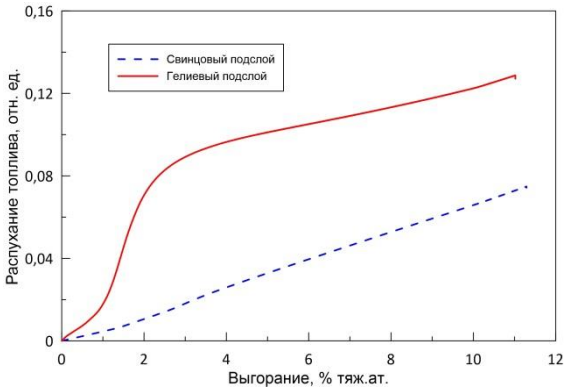


Рисунок 1. Расчетное распухание нитридного топлива с разным заполнением твэла

Список использованной литературы:

1. Адамов Е.О., Забудько Л.М., Мочалов Ю.С. и др. Разработка твэла с нитридным уран-плутониевым топливом с жидкометаллическим подслоем. — Атомная энергия, 2019, т. 127, вып. 5, с. 255–262.

2. Болдырев А.В., Задорожный А.В., Озрин В.Д. и др. Валидация кода БЕРКУТ на результатах послереакторных исследований твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, облученных в БН-600. — Атомная энергия, 2019, т. 127, вып. 6, с. 322–327.

СТРУКТУРНО-ФАЗОВОЕ СОСТОЯНИЕ ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА ZR-1NB С ПОКРЫТИЕМ CR/MO ПРИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМ ОКИСЛЕНИИ НА ВОЗДУХЕ

Абдульменова А.В., Сыртанов М.С., Кашкаров Е.Б., Сиделёв Д.В.
Томский политехнический университет, Томск, ava75@tpu.ru

Введение. На сегодняшний день хром является перспективным кандидатом для защиты циркониевых оболочек ТВЭЛов при окислении [1], но при высоких температурах возрастает взаимная диффузия Cr-Zr с последующим образованием эвтектики (1332 °C) [2]. Решением проблемы может быть осаждение барьерного подслоя. Целью настоящей работы является исследование структурно-фазового состояния Zr-1Nb с покрытием Cr/Mo с различной текстурой Mo при высокотемпературном окислении на воздухе.

Материалы и методы. Двухслойные покрытия Cr(8 мкм)/Mo(3 мкм) и однослойное хромовое покрытие (8 мкм) были нанесены на циркониевый сплав методом магнетронного распыления. Высокотемпературные испытания на воздухе проводились при температуре 1100 °C в течение 15 и 45 минут. Микроструктура образцов после окисления была проанализирована с помощью СЭМ TESCAN MIRA3.

Результаты. Привес образца Cr/Mo–1 составляет W = ~3 мг/см^2 (15 минут) и W = ~14 мг/см^2 (60 минут), а для образца Cr/Mo–2 W = ~5 мг/см^2 (15 минут) и W = ~15 мг/см^2 (60 минут). Осаждение хромового покрытия снижает коррозионный привес в ~3-4 раза в сравнении с Cr/Mo покрытиями, и более чем на один порядок в сравнении с непокрытым сплавом. Разница коррозионных привесов образцов с покрытиями объясняется интенсивным окислением непокрытой части образца. СЭМ изображения после окисления показали, что толщина защитного слоя Cr_2O_3 образцов с Cr и Cr/Mo покрытиями примерно одинаковая, но толщина остаточного хрома в Cr/Mo покрытии больше. Междиффузионный слой Cr-Mo после 45 минут окисления у Cr/Mo–2 покрытия больше в отличие от Cr/Mo–1, что указывает на более активную диффузию для данной текстуры молибдена.

Заключение. Молибден ограничивает взаимную диффузию хрома и циркония при высокотемпературном окислении с большей толщиной остаточного хрома. Толщина диффузионного слоя Cr-Mo больше в случае Cr/Mo-2 покрытия, что указывает на более активную диффузию, приводящую к увеличению привеса. Толщины оксидных слоев однослойного Cr покрытия и покрытий Cr/Mo схожи, что указывает на несущественное влияние подслоя на стойкость к окислению Cr покрытия.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РНФ, проект № 21-79-00175.

Список использованной литературы:

[1] Park D. J., Kim H. G., Jung Y., Park J. H., Yang J. H., Koo Y. H. Behavior of an improved Zr fuel cladding with oxidation resistant coating under loss-of-coolant accident conditions // Journal of Nuclear Materials. – 2016. – Vol. 482. – P. 75-82.

[2] Yang J., Stegmaier U., Tang C., Steinbrück M., Große M., Wang S., Seifert H. J. High temperature Cr-Zr interaction of two types of Cr-coated Zr alloys in inert gas environment // Journal of Nuclear Materials. – 2021. – Vol. 547, No. 152806. – P. 1-10.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СПЛАВА Э110 В УСЛОВИЯХ LOCA

В.И. Кузнецов, П.В. Федотов, А.В. Салатов, А.А. Крикоров
АО «ВНИИНМ» г. Москва, ArAKrikorov@bochvar.ru

В настоящем докладе представлены результаты разработки зависимостей, описывающих геометрические параметры области разрыва оболочки твэла при разгерметизации в условиях аварий с потерей теплоносителя - LOCA (рис. 1). Были проанализированы результаты испытаний на стенде ПАРАМЕТР (АО «НИИ НПО «Луч») экспериментальных ТВС типа ВВЭР с оболочками твэлов из сплава Э110 в условиях LOCA. В данных экспериментах помимо регистрации температуры и давления в момент разгерметизации, определялись размеры области разрыва оболочки – длина и ширина. Характерные размеры области разрыва составляют 15×5 мм. Экспериментальные данные о зависимости длины (L) и ширины (H) разрыва от температуры (T) и давления (P) при разгерметизации были аппроксимированы линейными зависимостями вида:

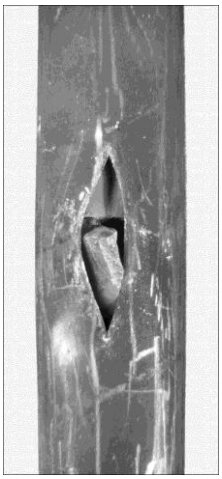


Рис. -1 Область разрыва [1]

$$L/H = A_0 + A_1 T + A_2 P, \qquad (1)$$

Коэффициенты предложенных зависимостей были определены методом наименьших квадратов, также был проведен анализ погрешностей. Использование предложенных зависимостей, совместно с критерием разгерметизации оболочки, например, деформационным в составе расчетного кода РАПТА-5.2 [2], применяемого для моделирования термомеханического поведения твэлов ВВЭР в условиях LOCA, позволит смоделировать процессы релокации топлива в деформированном твэле и его диспергирования в теплоноситель для обоснования безопасности топлива ВВЭР высокого выгорания в проектных авариях. Возможность релокации и диспергирования топлива высокого выгорания в условиях LOCA подтверждена экспериментально [3].

Список использованной литературы:

1 P.V. Fedotov, A.V. Kumachev, O.A. Nechaeva, V.V. Novikov, A.V. Salatov, M.V. Sypchenko, A.V. Alexeev, A.V. Goryachev, I.V. Kisseleva, V.N. Shulimov. Experimental and computational studies of VVER high-burnup fuel behavior under LOCA conditions (MIR-LOCA/60 test). Technical Meeting on High Burnup Economics and Operational Experience. Buenos Aires, Argentina, 26–29 November 2013.

2 P.V. Fedotov, A.A. Goncharov, A.V. Kumachev, et al. Estimation of Water-Water Energy Reactor Fuel Rod Failure in Design Basis Accidents. Proceedings of the Water Reactor Fuel Performance Meeting. October 2-6. Kyoto. 2005. p. 835-837.

3 P.V. Fedotov, A.V. Kumachev, V.I. Kuznetsov, V.V. Novikov, A.V. Salatov, M.V. Sypchenko, A.V. Alexeev, A.V. Goryachev, O.I. Dreganov, A.L. Izhutov, I.V. Kisseleva, V.N. Shulimov, Yu.V. Pimenov. LOCA test with high burnup VVER fuel in MIR reactor. TopFuel 2015 - Reactor Fuel Performance. 13 – 17 September 2015, Zürich, Switzerland.

ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕКТИФИКАЦИОННОГО РАЗДЕЛЕНИЯ ХЛОРИДОВ ЦИРКОНИЯ И ГАФНИЯ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ЦИРКОНИЕВОЙ ГУБКИ АО ЧМЗ

Панфилов А.В.[1], Чернявский И.О.[1], Коробков А.В.[2], Терешин В.В.[2], Бузмаков В.В.[2]
[1]АО «ВНИИНМ» им. А.А. Бочвара, г. Москва, AVPanfilov@tvel.ru
[2]АО ЧМЗ, Удмуртская Республика, г. Глазов, AlVKorobkov@rosatom.ru

Экстрактивная ректификация хлоридов циркония и гафния – один из наиболее эффективных методов разделение этих металлов. В отличии от методов жидкостной экстракции и фракционной перекристаллизации, экстрактивная ректификация позволяет существенно сократить число технологических стадий и, соответственно, снизить расходы сырья, материалов и энергоносителей [1].

На АО ЧМЗ создано производство циркониевой губки для ядерного применения, включающее очистку циркония от гафния методом экстрактивной ректификации. В настоящее время проектная эффективность очистки с природного содержания гафния до Hf/Zr<100 ppm достигнута, ведется производство продукции. Продолжается совершенствование технологии для повышения производительности, выхода годного и снижения себестоимости продукции. Работы ведутся по двум основным направлениям:

1. Поддержание требуемого состава циркулирующего растворителя.

Соотношение $AlCl_3$/KCl в растворителе имеет большое влияние на процесс ректификации, так как оно определяет растворимость $ZrCl_4$ и $HfCl_4$ в расплаве $KAlCl_4$ [2]. Вместе с тем, процессы испарения $AlCl_3$ и его гидролиза влагой воздуха приводят к снижению содержания $AlCl_3$ в циркулирующем растворителе, для поддержания постоянного состава расплава реализована подпитка $AlCl_3$.

В связи со сложностью определения реального содержания $AlCl_3$ в циркулирующем расплаве на АО ЧМЗ разработана и внедрена лабораторная методика оценки пригодности расплава, основанная на определении остаточной концентрации циркония в расплаве после барботирования инертным газом.

Ведется поиск способов очистки циркулирующего расплава от продуктов гидролиза и коррозии оборудования.

2. Оптимизация материальных и тепловых потоков установки ведется в направлении:

- повышения концентрации $ZrCl_4$ в расплаве ректификационной колонны;
- оптимизации расхода циркулирующего растворителя;
- оптимизация теплоподвода в испарителе и теплосъема в дефлегматоре ректификационной колонны.

Список использованной литературы:

1. *Le Quang Minh, N. V. (2015). Design of an Extractive Distillation Column for the Environmentally Benign Separation of Zirconium and Hafnium Tetrachloride for Nuclear Power Reactor Applications. Energies (8), 10354-10369.*

2. *Molten Salts Chemistry. From Lab to Applications. P. 497-520. Molten Salts for Nuclear Applications/ Sylvie Delpech IPNO, Universite´ Paris Sud, Paris, France.*

ОБОСНОВАНИЕ ПРИМЕНЕНИЯ УКРУПНЕННЫХ (МАССОЙ ДО 4,5 Т) СЛИТКОВ ИЗ СПЛАВА ТИПА Э110 (Э110 О.Ч.) В ОБЕСПЕЧЕНИЕ СТАБИЛИЗАЦИИ ХАРАКТЕРИСТИК ТВЭЛОВ И ЦИРКОНИЕВЫХ КОМПЛЕКТУЮЩИХ ТВС

Н.К. Филатова, А.А. Кабанов, А.В. Головин (АО «ВНИИНМ»)
А.Г. Зиганшин, Р.Ф. Бекмансуров, А.А. Мартынов (АО ЧМЗ)

В рамках Инвестиционного проекта «Техническое перевооружение циркониевого производства по аппаратурно-технологической схеме» необходимо обеспечить целевые показатели по качеству и выходу годного на горячем и холодном переделах при изготовлении оболочечных труб из сплава Э110 (Э110о.ч.)». Одним из основных этапов реализации проекта являются экспериментально-исследовательские наработки в обоснование технологии выплавки и последующей деформационно-термической обработки слитков увеличенного размера Ø500 мм (вместо Ø450 мм) и массы до 4,5 т (вместо 3,5 т) сплава Э110 (Э110 о.ч.). Результаты работы позволят обеспечить изготовление заготовок требуемых характеристик для производства оболочечных труб Ø9,10×7,73 мм из сплава Э110 (Э110 о.ч.) в рамках технического перевооружения циркониевого производства по аппаратурно-технологической схеме.

Экспериментально-исследовательское обоснование технологии выплавки укрупненных слитков Ø500 мм и массой до 4,5 т сплава типа Э110 (Э110 о.ч.) проводилось в три этапа:

- первый этап работы – выплавка промышленного слитка сплава Э110 штатной массой 3,5 т и увеличенного диаметра 500 мм;
- второй этап работы – разработана и промышленно опробована технология выплавки слитка сплава Э110 увеличенного диаметра до 500 мм и массы до 4,5 т;
- третий этап работы – промышленное опробование разработанной технологической схемы выплавки слитка Ø500 мм и массой до 4,5 т циркониевого сплава Э110о.ч. на основе циркониевой губки.

Экспериментальное опробование проведено в полном объеме. Исследованы качественные характеристики (макро- и микроструктура, твердость, химический состав) экспериментальных слитков.

Слитки полностью удовлетворяли требованиям нормативной документации. Анализ химического состава слитков Ø500 мм и массой до 4,5 т сплава типа Э110 (Э110 о.ч.), показал, что их однородность по содержанию легирующих элементов выше, чем у штатных слитков Ø450 мм и массой до 3,5 т.

По результатам работы внесены изменения в технологическую инструкцию 140.25000.00129 «Производство слитков сплавов на основе циркония» в части выплавки слитков Ø500 мм сплава типа Э110 (Э110 о.ч.).

ЭВОЛЮЦИЯ СТРУКТУРЫ ГИДРИДОВ В ПРОЦЕССЕ СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ЕЁ ВЛИЯНИЕ НА МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА МАТЕРИАЛОВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

Курский Р.А., Забусов О.О., Мальцев Д.А., Сафонов Д.В.
[1] НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1.
[2] НИЯУ “Московский инженерно-физический институт”, 115409, Москва, Каширское ш., 31

Для внедрения технологии “сухого хранения” отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на территории РФ для реакторов типа ВВЭР-1000, а также для поддержания конкурентоспособности отечественного топлива на мировом рынке атомной энергетики необходимо обосновать условия, при которых ядерное топливо отечественного производства сможет безопасно храниться в сухих хранилищах. Ключевыми требованиями при обеспечении ядерной безопасности в процессе транспортировки и хранения ОЯТ являются гарантия сохранности топлива в хранилище и непопадание продуктов деления (ПД) в окружающую среду. Основным барьером, препятствующим распространению ПД, является оболочка твэлов, изготовленная из отечественного сплава Э110.

Водородное охрупчивание и переориентация гидридов считаются основными причинами, способными привезти к ухудшению механических свойств оболочек твэлов во время сухого хранения. Наиболее опасной является структура гидридов, представленная в виде связных радиально-тангенциальных стеков, пересекающих насквозь оболочку по толщине. Появление такой структуры главным образом определяется содержанием водорода, максимальной температурой и действующими полями напряжений, вызванных за счет давления гелия, газообразных продуктов деления и распухающего топлива.

Для того, чтобы обосновать безопасные режимы сухого хранения ОЯТ необходимо уметь прогнозировать структуру гидридов и её влияние на механические свойства оболочечного материала в зависимости от истории эксплуатации и параметров последующего хранения.

Для определения режимов безопасного хранения, а также зависимости механических свойств от доли радиально ориентированных гидридов в оболочках отечественного сплава Э110 в данной работе были проведены исследования, включающие термомеханические испытания облученных и необлученных образцов, имитирующие условия сухого хранения, и последующий комплекс микроструктурных исследований. Оценка механических характеристик проводилась с помощью испытаний на одноосное растяжение кольцевых образцов при комнатной температуре.

В работе были определены основные факторы, влияющие на формирование структуры гидридов в оболочках твэлов реактора ВВЭР-1000 при различных режимах хранения ОЯТ. Показано, что ориентация гидридов играет ключевую роль в изменении механических свойств оболочек твэлов из сплава Э110.

ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА ТИПА РВК 500/1000 И ОБОСНОВАНИЕ ИХ РАБОТОСПОСОБНОСТИ В УСЛОВИЯХ ПРОЕКТНЫХ И ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ

И.А. Рышкевич[1], А.А. Фиськов[1], А.А. Дитц[2]
АО «Атомэнергопроект» г. Санкт-Петербург[1];
Национальный исследовательский Томский политехнический ун-т г. Томск[2]

Для обеспечения водородной безопасности в герметичном ограждении во время проектных аварий (далее ПА) и запроектных аварий (далее ЗПА) применяется система аварийного удаления водорода. Основным элементом системы аварийного удаления водорода является рекомбинатор водорода. Во время ПА и ЗПА в объем герметичной оболочки поступают:

-дезактивирующие растворы;

-аэрозоли и продукты деления;

-оксид углерода;

-продукты горения электрических кабелей, масел, лакокрасочных покрытий и т.п.

Рекомбинатор должен быть устойчив к различным физико-химическим воздействиям и обеспечивать, указанное в исходных технических требованиях [1] время выхода на номинальную производительность.

Целью работы была оценка различных физико-химических воздействий (аэрозоли и продукты деления, поступающие в герметичное ограждение в режимах проектных аварий и запроектных аварий) на производительность рекомбинатора водорода, а также определение время выхода рекомбинатора водорода на номинальную производительность.

В ходе работы проведено сравнение производительности блоков рекомбинатора до и после воздействия, определено время выхода на номинальную производительность.

В результате проведенных экспериментов выявлено, что после проведения физико-химического воздействия на блоки каталитического рекомбинатора не происходит значительного изменения их производительности. Фиксируемые изменения незначительно (не более 8 %) отличаются как в меньшую, так и в большую сторону и укладываются в диапазон суммарной погрешности определения производительности каталитического рекомбинатора водорода.

Результаты измерения времени выхода блока рекомбинатора на номинальную производительность при разных концентрациях водорода показывают превышение, указанного в исходных технических требованиях времени.

Список использованной литературы:

[1] Исходные технические требования на оборудование системы удаления водорода из защитной оболочки. Белорусская АЭС, энергоблоки № 1 и № 2;

[2] Оценка аварийного выброса на внекорпусной стадии тяжелой аварии, Итоговый отчет по задаче 2 проекта МНТЦ #3345 EVAN, НИТИ, 2007;

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

Секция №2 «Обращение с ОЯТ и РАО в ЗЯТЦ и вывод из эксплуатации ЯРОО»

ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА КРИСТАЛЛОГИДРАТОВ НИТРАТА ПЛУТОНИЛА – ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР

Филимонова Е.Д., Волк В. И.
АО «ВНИИНМ», г. Москва, edfilimonova@bochvar.ru

Для реализации замкнутого ядерного топливного цикла в Российской Федерации реализуется проект «Прорыв», целью которого является создание ядерно-энергетического комплекса с реактором на быстрых нейтронах БРЕСТ-300, модулем фабрикации топлива, модулем переработки ОЯТ и станции подготовки РАО к захоронению на одной площадке АО «СХК». Комбинированная технология переработки отработавшего смешанного нитридного уран-плутониевого топлива включает в себя кристаллизационный аффинаж неразделенной смеси урана, плутония и нептуния для финальной очистки ядерных материалов от продуктов деления и их совместного выделения в виде гомогенного продукта.

Кристаллизационный аффинаж представляет собой изогидрическую (политермическую) кристаллизацию шестивалентных актинидов из азотнокислых растворов в виде гексагидрата нитрата уранила-плутонила-нептунила. Процесс основан на медленном понижении температуры исходного раствора (плава), содержащего более 800 г/л по сумме целевых металлов.

Для проведения процесса и балансовых расчетов используется диаграмма растворимости $UO_2(NO_3)_2$-HNO_3-H_2O. В настоящее время диаграмма используется как для кристаллизации U, так и смеси U, Pu, Np, представляя сумму шестивалентных U+Pu+Np как U. Доля Pu от суммы U + Pu в плаве составляет от 0,3 до 0,5. Значительное количество Pu делает его основным компонентом плава наравне с U. Однако в отличие от U фундаментальные физико-химические свойства нитрата плутонила и его кристаллогидратов практически не изучены.

В данной работе приводится анализ литературных данных о физико-химических свойствах нитрата плутонила и их сравнение с аналогичными свойствами нитрата уранила.

ПРОЦЕССЫ, ПРОТЕКАЮЩИЕ ПРИ ЛАЗЕРНОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПОВЕРХНОСТИ ТРУБКИ И СВАРНОГО ШВА ТВЭЛА ОТ ЧАСТИЦ УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА

Хан В.А.[1], Хорохорин Д.М.[2], Мышкин В.Ф.[1], Баранов О.Г.[2]
[1]Национальный исследовательский Томский политехнический университет, г. Томск
[2]ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: dmh1@tpu.ru

В процессе производства уран-плутониевого топлива, на поверхности твэла могут находиться частицы и пылинки ядерного топлива. Фабрикация мокс-топлива состоит из загрузки трубы в сборе топливными таблетками, формирования под оболочкой твэла заданной газовой смеси с последующей герметизацией твэла. При загрузке трубы в сборе топливными таблетками, микрочастицы топлива могут оседать на внешнюю поверхность трубки, а также находится в области механического взаимодействия торца трубки с таблеткой. В процессе герметизации трубы в сборе, частицы уран-плутониевого топлива фиксируются в сварном шве. Таким образом, загрязнение на поверхности твэла, в основном, состоит из микрочастиц топлива на поверхности, удерживающихся за счет сил адгезии и фиксированных в сварном шве.

Существующие методы сухой дезактивации поверхности твэла не обеспечивают требуемый коэффициент дезактивации и могут приводить к отбраковке продукции. Поэтому актуальна разработка новых методов дезактивации поверхности твэла. Из-за различия по теплофизическим свойствам металлов и оксидных частиц, а также способности поглощать электромагнитное излучение с заданной длиной волны с разной эффективностью, возможно селективно испарять фиксированные в сварном шве микрочастицы на пороговых режимах интенсивным лазерным излучением.

Для экспериментальных исследований лазерной дезактивации трубки твэла из стали ЧС-68 от оксидных частиц уран-плутониевого топлива собрана установка, состоящая из источника импульсного лазерного излучения с активным элементом из YAG:Nd, фокусирующей линзы, позиционирующего устройства. В качестве образцов использованы фрагменты трубки и сварного шва твэла с нанесенной на них активностью. Поверхность образцов подвергалась воздействию импульсным лазерным излучением с длиной волны λ=1,06 мкм. Лазер излучал в режиме свободной генерации. Активность образцов определяли с помощью сцинтилляционного гамма-спектрометра. Область лазерного воздействия исследовалась с помощью электронного микроскопа с энергодисперсионным анализатором и оптического профилометра.

В докладе обсуждаются экспериментальные результаты, полученные при дезактивации поверхности и сварного шва твэла от оксидных частиц уран-плутониевого топлива. Для объяснения получаемых экспериментально результатов составлена математическая модель процессов, протекающих в области пятна лазерного излучения: нагрев микрочастиц и металла, плавление частиц оксида и нагрев расплава, а также перенос тепла через металл.

КОНТРОЛЬ КАЧЕСТВА ПРИ ИЗМЕРЕНИИ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ РАО В УПАКОВКАХ РАЗЛИЧНОЙ ГЕОМЕТРИИ

Плисов В.В., Варлаков А.П., Ивлиев М.В.
АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара»,
123098, Москва, улица Рогова, 5а,
e-mail: VVPlisov@bochvar.ru

Одной из актуальных задач при ВЭ ЯРОО является измерение удельной активности гамма-излучающих радионуклидов непосредственно на местах образования отходов в упаковках (контейнерах) различной геометрии - *in situ* измерения. Объектами измерения могут быть как стандартные контейнеры, так и нестандартные упаковки, используемые при сортировке или временном хранении РАО.

Для измерения *in situ* используются мобильные гамма-спектрометры. При этом для расчета активности радионуклидов при обработке гамма-спектра, эффективность регистрации гамма-квантов для различных геометрий измерения определяется с помощью специального программного обеспечения (СПО) по методу Монте-Карло, для чего выполняется первичная калибровка детектора в заводских условиях или непосредственно оператором. В дальнейшем расчеты сводятся к интегрированию от «точечных источников» по объему объекта исследования с учетом самопоглощения гамма-квантов в материале источника, защиты (оболочка упаковки) и детектора.

Существенной проблемой при этом является отсутствие в существующих методиках измерений способов контроля качества калибровки детектора, применяемого СПО и работы оператора.

При измерении проб в лабораторных условиях для контроля качества используются образцовые растворы радионуклидов (ОРР) и эталонные насыпные источники с известной плотностью и удельной активностью.

В настоящей работе для контроля качества калибровки при измерении объектов небольшого объема (5-20 л) предлагается использовать аттестованные объекты (АО) в виде цилиндра или ящика с заданной удельной активностью, заполненные гипсовой матрицей с включением ОРР на основе ^{60}Co, ^{137}Cs и ^{152}Eu. В случае измерения контейнеров или больших упаковок обосновано применение АО, моделирующих ситуацию «точечный источник за двумя слоями защиты», где первый слой моделирует стенку контейнера, а второй – материал отходов.

Применение АО позволяет проверять достоверность применяемой математической модели для расчета эффективности регистрации гамма-квантов, а также корректность первоначальной калибровки детектора и работы оператора при вводе параметров измеряемого объекта.

Контроль качества калибровки детектора с использованием АО был проведен на АО «СХК» и АО «АЭХК» при разработке методик измерения.

Внедрение АО при контроле качества калибровки является перспективным решением для центров компетенции по ВЭ ЯРОО АО «ТВЭЛ».

АЗОТ-15 – СРЕДСТВО СОКРАЩЕНИЯ НАРАБОТКИ ТРИТИЯ И УГЛЕРОДА-14 В СМЕШАННОМ НИТРИДНОМ УРАН-ПЛУТОНИЕВОМ ТОПЛИВЕ

Тарасов В.Р., Лизунов А.В., Семенов А.А.
АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А. А. Бочвара», Москва,
e-mail: vrtarasov@bochvar.ru

Тритий ($T_{1/2} = 12{,}3$ года) и углерод-14 ($T_{1/2} = 5730$ лет) в связи с важной биологической функцией водорода и углерода очень опасны для человека и всех живых организмов. Эти радионуклиды способны встраиваться в органические молекулы, нанося существенный ущерб своим бета-излучением. Смешанное нитридное уран-плутониевое топливо (СНУП-топливо) во всем энергетическом диапазоне нейтронов характеризуется интенсивной наработкой углерода-14 из азота природного состава по ядерной реакции (1):

$$^{14}N(n,p)^{14}C \quad (1)$$

Для активных зон реакторов на быстрых нейтронах при E > 1 МэВ также характерны реакции (2) и (3):

$$^{14}N(n,t)^{12}C \quad (2)$$

$$^{14}N(n,\alpha)^{11}B \quad (3)$$

Реакция (2) приводит к наработке трития. Иммобилизация трития и углерода-14 при переработке ОЯТ представляет собой сложную задачу. Избежать наработки этих изотопов можно, если заменить в СНУП-топливе азот природного изотопного состава на высокообогащенный азот-15, которого в природной изотопной смеси содержится 0,366 ат.%. Такая замена к тому же на 14 % сокращает расход ядерного топлива.

Для выделения азота-15 из природной изотопной смеси и его концентрирования применяют физико-химические методы: ректификацию и химический изотопный обмен в колоннах с противоточным движением потоков жидкости и газа (пара), так как физические методы разделения изотопов азота имеют низкую эффективность. В качестве рабочих веществ в них могут выступать молекулярный азот, моноокид и диоксид азота, аммиак и азотная кислота. Наиболее эффективен для этой цели так называемый Нитрокс-метод, основанный на реакции химического изотопного обмена между азотной кислотой и смесью монооксида и диоксида азота. Но он не допускает увеличения объемов производства до тех, которые требуются для использования в атомной энергетике модифицированного по азоту-15 СНУП-топлива (тонны азота-15 в год с обогащением не менее 99 %) из-за химического обращения потоков, приводящего к большим затратам реагента, восстанавливающего азотную кислоту до оксидов азота в нижнем узле обращения потоков (до 50 тонн диоксида серы на 1 кг азота-15). Показано, что для тоннажного производства азота-15 наиболее перспективны процессы с термическим обращением потоков с использованием в качестве рабочих веществ молекулярного азота, диоксида азота и аммиака.

ДЕЗАКТИВАЦИЯ КАРТРИДЖА АЭРОЗОЛЬНОГО МЕТАЛЛОТКАНЕВОГО ФИЛЬТРА МЕТОДОМ ОТМЫВКИ С УЛЬТРАЗВУКОВОЙ И ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЙ ИНТЕНСИФИКАЦИЕЙ ПРОЦЕССА

Щепин А.С., Будин О.Н., Каленова М.Ю., Сапрыкин Р.В., Кузнецов И.В.
АО «ВНИИХТ», г. Москва, E-mail: ASSchepin@rosatom.ru

Для улавливания высокоактивных аэрозолей, образующихся в процессе переработки отработавшего смешанного уран плутониевого нитридного топлива (СНУП ОЯТ) в локальной системе газоочистки опытно демонстрационного энергокомплекса, используется металло-тканевый фильтр (МТФ), отработавшие картриджи содержат значимые количества делящихся материалов (ДМ), подлежащие возврату в ядерный топливный цикл в соответствии с принципом радиационной эквивалентности. В качестве решения предлагается кислотная отмывка фильтрующего элемента в комбинированной ванне с ультразвуковой (УЗ) и электрохимической (ЭХ) интенсификацией процесса [1].

В АО «ВНИИХТ» изготовлена партия картриджей МТФ, на которых имитировались реальные условия эксплуатации фильтров, а именно операции напыления, отжига и динамического удара. В роли имитатора ДМ применялся UN синтезированный по гидридной технологии. Отмывка фильтров проводилась как с УЗ воздействием, так и в комбинированном режиме (УЗ+ЭХ). В качестве дезактивирующих сред использовались три вида азотнокислых растворов, мас. %: 15 HNO_3; 1,5 HNO_3 + 0,5 Трилон-Б; 5 HNO_3 + 0,5 $H_2C_2O_4$ + 0,5 Трилон-Б с длительностью обработки 150 минут, отбор проб проводился через каждые 50 минут. В ходе работы были проведены расчеты остаточной активности картриджей для отнесения их к классам. В расчетах было допущено что перегородка загрязнена частицами СНУП ЯТ, удельная активность которого обусловлена ^{241}Pu и составляет 1,67×1010 Бк/г.

По результатам работы были сделаны следующие выводы:

1) Подтверждена возможность получения РАО 3-го класса, пригодных для приповерхностного захоронения.

2) Снижение удельной активности картриджа МТФ до ≤ 10^5 Бк/г достигается при обработке изделия в растворе 5 % HNO_3 + 0,5 % Трилон-Б + 0,5 % $H_2C_2O_4$ с УЗ интенсификацией процесса либо в 15 % HNO_3 при комбинированной дезактивации (ЭХ + УЗ). Рекомендуемое время обработки составляет 100 минут.

3) Для максимального снижения уровня активности отработавшего картриджа обработку необходимо вести в растворе 15 % HNO_3 на протяжении 150 и более минут в комбинированном режиме.

Список использованной литературы:

1. Установка реагентной дезактивации радиационно-загрязненных металлических изделий с комплексной ультразвуковой и электрохимической интенсификацией процесса / М.А. Черников, А.И. Богданов, А.А. Жеребцов. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. – М., 2016 – № 4 (87). – С. 70-80.

ГИДРОТЕРМАЛЬНАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ПИРОХЛОРОВЫХ МИНЕРАЛОПОДОБНЫХ МАТРИЦ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РЕДКОЗЕМЕЛЬНО-АКТИНИДНОЙ ФРАКЦИИ

Мельникова И.М.[а,б], Каленова М.Ю.[а], Кузнецов И.В.[а], Щепин А.С.[а], Будин О.Н.[а]
[а] – ВНИИХТ, г. Москва, [б] – ИГЕМ РАН, г. Москва,
e-mail: irina.sokolova95@yandex.ru

Наиболее подходящей формой для иммобилизации редкоземельно-актинидной фракции (РЗЭ-МА) являются титанатные минералоподобные матрицы (МПМ) благодаря химической и радиационной стойкости, высокой изоморфной емкости, а также возможностью синтеза в индукционной печи с холодным тиглем (ИПХТ) [1, 2].

В работе изучено поведение МПМ со структурами природного аналога минерала пирохлора Nd_2ZrTiO_7, а также синтетической орторомбической фазой титаната $Nd_4Ti_9O_{24}$ в условиях, приближенных к реальным условиям захоронения отходов с имитацией минерализованных вод, а также температурой, которая может достигаться при хранении отходов в геологических формациях. Матрицы синтезированы методом плавления в ИПХТ. В качестве имитатора РЗЭ-МА фракции использован Nd^{3+}.

Испытания проводили в двух растворах, имитирующих подземные воды. Первый раствор моделировал грунтовые растворы гранитно-гнейсовых пород и в качестве примера взят состав вод, протекающих в Нижнеканском массиве на глубине более 700 м с минерализацией 0,5 г/л. Длительность эксперимента составила 28 суток с периодической сменой раствора, температура контактного раствора поддерживалась на уровне 200 и 240 °С, а давление с увеличением температуры возрастало от 12 до 32 МПа, соответственно. Скорость выщелачивания Nd^{3+} на 28 сутки для двух типов МПМ находится в интервале от $1{,}5\times10^{-8}$ до $5{,}1\times10^{-8}$ г/см^2×сут, что на порядок ниже значений скорости выщелачивания для Pu, указанных в действующих требованиях.

В качестве второго раствора взят высокоминерализованный хлоридный рассол упрощенного состава, имитирующий подземные воды глубоких горизонтов, характеризующихся минерализацией в десятки и сотни г/л на глубине 3-5 км. Проверку осуществляли при температуре 250 °С в течение 25 суток с периодической сменой раствора. В более агрессивной среде скорость выщелачивания Nd^{3+} из матрицы со структурой пирохлора на два порядка выше ($1{,}6\times10^{-6}$ г/см^2×сут), но наблюдается снижение значений с течением времени и на 25 сутки уже приближается к 10^{-7} г/см^2×сут. Необходимо продолжить эксперимент до момента выхода скорости выщелачивания на плато.

Полученные результаты справедливо использовать для обоснования возможности размещения МПМ со структурами пирохлора Ln_2ZrTiO_7 и орторомбического титаната $Ln_4Ti_9O_{24}$ в геологических формациях.

Список использованной литературы:

1. *Ewing R. C., Weber W. J., Lian J. Nuclear waste disposal—pyrochlore ($A_2B_2O_7$): Nuclear waste form for the immobilization of plutonium and "minor" actinides //Journal of Applied Physics. – 2004. – Т. 95. – №. 11. – С. 5949-5971.*

2. *Стефановский С.В., Юдинцев С.В. Титанаты, цирконаты, алюминаты и ферриты – матрицы для иммобилизации актинидов // Успехи химии. 2016. Том 85. № 9. СС. 962-994*

ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ НАУЧНО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО СОТРУДНИЧЕСТВА ФГУП «НО РАО» С ОТЕЧЕСТВЕННЫМИ И МЕЖДУНАРОДНЫМИ ОРГАНИЗАЦИЯМИ ПО ВОПРОСАМ ИНТЕГРАЦИИ ТЕХНОЛОГИЙ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

Игин В.И., Проказин Е.А., Хайретдинов Н.Г.
ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами», г. Москва,
viigin@norao.ru

Российская Федерация является одним из мировых технологических лидеров в области использования атомной энергии и сооружения энергоблоков АЭС. В связи с этим, обеспечение безопасной изоляции радиоактивных отходов как важнейшей составляющей заключительной стадии ядерного топливного цикла является ключевым аспектом устойчивого развития атомной энергетики в будущем.

Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами – это государственное предприятие-монополист в сфере обращения с радиоактивными отходами. Перед ФГУП «НО РАО» стоят задачи по ключевым вопросам окончательной изоляции РАО, требующим экспертного и общественного обсуждения.

ФГУП «НО РАО» уделят особое внимание сотрудничеству с отечественными научными и образовательными организациями, а также международному сотрудничеству как с иностранными эксплуатирующими организациями и регулирующими органами в сфере обращения с радиоактивными отходами, так и с международными организациями, занимающимися развитием в области атомной энергетики.

Научно-технологическое сотрудничество ФГУП «НО РАО» с отечественными и международными организациями по вопросам обоснования безопасности финальной изоляции РАО включает следующие аспекты:

- изучение опыта Национальных операторов по обращению с РАО стран, реализующих проекты аналогичные пунктам захоронения ФГУП «НОРАО»;
- изучение и обобщение международного опыта обращения и захоронения РАО в рамках деятельности международных организаций;
- представление Российской Федерации в международных организациях по теме обращения с РАО;
- внедрение в деятельность ФГУП «НО РАО» лучших практик, признанных на международном уровне.

В настоящее время ФГУП «НО РАО» взаимодействует с рядом международных организаций и ведущими российскими высшими учебными заведениями по направлениям обоснования безопасности, разработки и совершенствования законодательной базы, подходов к лицензированию и выстраивания диалога с общественностью.

Целью доклада – представление достигнутых результатов исследований и обоснований безопасности в рамках научно-технологического сотрудничества ФГУП «НО РАО».

Список использованной литературы:

1. *Федеральный закон "Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации" от 11.07.2011 № 190-ФЗ.*
2. *Приказ Госкорпорации «Росатом» от 27.12.2011 № 1/1126-П. «О Создании национального оператора по обращению с радиоактивными отходами».*
3. *Распоряжение Правительства РФ от 20.03.2012 № 384-р «Об определении национального оператора по обращению с радиоактивными отходами».*
4. *Постановление Правительства РФ от 19 ноября 2012 № 1185 «Об определении порядка и сроков создания единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами».*
5. *Стратегия создания пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов, от 28.03.2018.*

АНАЛИЗ МЕЖДУНАРОДНОГО ОПЫТА ПО ФОРМИРОВАНИЮ ПОКРЫВАЮЩЕГО ЭКРАНА КАК БАРЬЕРА БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЗАКРЫТИИ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

Тугушева Д.И., Бамборин М.Ю., Трофимова Ю.В.
ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами»,
г. Москва, ditugusheva@norao.ru

Пункты захоронения радиоактивных отходов, согласно требованиям федеральных норм и правил, в области использования атомной энергии [1, 2], должны иметь систему инженерных барьеров безопасности. Одним из барьеров безопасности является покрывающий экран, который создается при закрытии пунктов приповерхностного захоронения РАО (далее – ППЗРО).

Покрывающий экран – это инженерное устройство, располагающееся выше ячеек захоронения радиоактивных отходов и предназначенное для гидроизоляции ячеек захоронения РАО, предотвращения распространения радионуклидов из ячеек захоронения в окружающую среду, защиты ячеек захоронения РАО от проникновения животных, корней растений, а также от непреднамеренного вторжения человека [2].

Многоцелевое (многофункциональное) значение покрывающего экрана обеспечивается за счет применения технологий и использования материалов с определенными свойствами, прежде всего, противофильтрационными (гидроизолирующими), дренирующими и защитными.

Для сохранения целостности, устойчивости и стабильности покрывающего экрана как барьера безопасности на максимально длительный срок и обеспечения долговременной безопасности ППЗРО выполняется комплексное обоснование конструкции экрана.

При разработке технических решений особое внимание уделяется анализу накопленного опыта и применению апробированных технологий, подтвержденных испытаниями и уже реализованными проектами на подобных объектах.

В Российской Федерации эксплуатируется единственный на настоящее время ППЗРО в г. Новоуральске Свердловской области. В рамках реализации требований законодательства, при разработке концепции закрытия объекта выполнен анализ международного опыта по закрытию пунктов приповерхностного захоронения РАО, включая опыт создания покрывающих экранов. Указанный анализ и является целью данного исследования.

Список использованной литературы:

1. *Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности» (НП-055-14).*

2. *Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Приповерхностной захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности НП-069-14» (НП-069-14).*

АНАЛИЗ ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК БЕТОННОГО КАМНЯ, МОДИФИЦИРОВАННОГО ГЛИНОЙ, ДЛЯ СОЗДАНИЯ БАРЬЕРА БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

Бамборин М.Ю., Трофимова Ю.В., Тугушева Д.И.
ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами»,
г. Москва, mybamborin@norao.ru

Система барьеров безопасности приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов состоит из инженерных и естественных барьеров, однако, если оценить применяемые материалы в системе барьеров, то их можно разделить на три блока: цементсодержащие материалы (искусственный камень, цементно-глинистая смесь (раствор); глинистые материалы (глинопорошок, гранулы, заполняющие свободное пространство в отсеках, глиняный экран, бентонитовые маты по периметру (стены, дно, перекрытие) модульных сооружений); покрывающий гидроизолирующий экран (дренажный слой из гравийно-песчаной смеси, защитный слой из дробленого камня и др.) [1].

Реализация строительства объектов специального назначения невозможна без проведения глубокого анализа применяемых материалов. Задачей этих исследований является подтверждение возможности применения данных материалов, их работоспособность и ресурс, как это часто бывает, к агрессивным средам.

Исследования изменения свойств материалов на основе цемента проводилось на образцах из портландцемента с добавлением поликарбоксилатной добавки и модификацией каолиновой глиной и без неё, изучались пластификация, водоредукция, подвижность, прочность на сжатие, прочность на изгиб.

Применение пластифицирующей добавки позволили снизить расход цемента и одновременно увеличить прочность бетона на сжатие на 3 стуки до 65-73 %, на 7 сутки 80-100 %, 28 сутки до 121-135 % от проектной прочности бетона, а также увеличивать время сохранения подвижности бетонной смеси на образцах без модификации глиной.

Модификацию каолиновой глиной производили по соотношению к массе цемента от 7 до 28%, при модификации бетонной смеси было зафиксировано снижение механических характеристик (предел прочности при сжатии с ~28-33 МПа до ~22-26 МПа) у получаемого бетонного камня, а также снижение подвижности бетонной смеси (с П5 до П2) за счёт повышенной адсорбции на границе раздела фаз глина-вода и снижения электростатического отталкивания диспергированных частиц цемента, что привело к дестабилизации коллоидной системы. Добавление раствора пластифицирующей добавки (1,2-1,4% от массы цемента) в модифицированную глиной бетонную смесь позволило восстановить подвижность до уровня П4 и повысить механические характеристики (предел прочности при сжатии с 33 МПа до 36 МПа).

Список использованной литературы:

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности» (НП-055-14)

ФИЗИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ БАРЬЕРА БЕЗОПАСНОСТИ НА ОСНОВЕ ГЛИНОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ОГРАНИЧЕНИЯ МИГРАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

Трофимова Ю.В., Бамборин М.Ю., Тугушева Д.И.
ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами»,
г. Москва, yvtrofimova@norao.ru

В соответствии с требованиями [1], предъявляемыми к захоронению радиоактивных отходов (далее – РАО), для препятствия распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду пункт захоронения должен иметь систему барьеров безопасности.

Система барьеров безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов состоит из инженерных и естественных барьеров, где к инженерным барьерам относятся упаковка РАО, строительные конструкции или отдельные конструктивные элементы, буферные материалы, подстилающий и покрывающий экраны, а к естественным барьерам безопасности – несущие и вмещающие горные породы.

Цель физического моделирования – обоснование технологии создания внутреннего барьера безопасности пункта захоронения РАО. Внутренний барьер безопасности состоит из материалов на основе природных глин, заполняющих свободное пространство ячейки захоронения, оставшееся после размещения в ней контейнеров с РАО.

Для достижения цели разработан и создан макет, имитирующий в масштабе 1:1 фрагмент отсека пункта приповерхностного захоронения РАО. Стендовый макет для проведения исследований заполнен контейнерами и соответствующими контейнерам макетами. Также в стенде установлены системы контроля заполнения пустотного пространства: визуального и инструментального. В качестве буферного материала использована сухая смесь природных глин, которая обладает необходимыми физико-химическими свойствами для сдерживания миграции радионуклидов, а также характеризуется высокими значениями функции текучести для максимально полного заполнения пустот.

По результатам стендовых исследований установлено, что заполняемость пустот составляет не менее 99 % от общего объема свободного пространства, оставшегося после размещения контейнеров, что свидетельствуют о надежности создаваемого инженерного барьера безопасности на основе природных глин. Физическое моделирование барьера безопасности на основе глиносодержащих материалов явилось эффективным инструментом демонстрации проектных решений, направленных на создание надежной системы инженерных барьеров безопасности пунктов захоронения РАО.

Список использованной литературы:

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности» (НП-055-14).

ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ГРУНТОВ ПРОМЫШЛЕННЫХ ПЛОЩАДОК ОИАЭ В УСЛОВИЯХ НЕДОСТАТКА ДАННЫХ

Сергунин А.П., Бирюков Д.В., Васильева Е.Г.
ИБРАЭ РАН, г. Москва
e-mail: sergunin@ibrae.ac.ru

В настоящее время в Российской Федерации реализуются масштабные программы по ликвидации объектов ядерного наследия. Зачастую объекты ядерного наследия характеризуются высокой степенью неопределенности данных по характеристикам радиационного загрязнения, связанной как с отсутствием достоверных данных, так и с недостаточной детальностью выполненных работ по обследованию объектов. Такая ситуация может вносить излишнюю консервативность при планировании будущей деятельности по обращению с образующимися отходами.

Сложность характеризации грунтов, загрязненных радиоактивными веществами (РВ) связана с нормативными «пробелами» и отсутствующей единой методологией, из-за которых категоризация отходов, незначительно загрязненных РВ, невозможна в рамках согласованной классификации. Например, требования [1] устанавливают критерии отнесения отходов к радиоактивным отходам (РАО), а также классы РАО. С другой стороны, критерии отнесения материалов для его неограниченного использования, которые как правило используются в качестве критериев для снятия радиационного контроля с отходов, установлены в приложении 3 [2], однако только для техногенных радионуклидов. В то время как промышленные площадки могут быть загрязнены природными радионуклидами (изотопы урана).

Стоит отметить, что в ряде случаев территории площадок размещения ОИАЭ могут характеризоваться не только радиоактивным, но и химическим загрязнением. Анализ проб почв может показывать значительные превышения предельно допустимых концентраций по содержанию в них тяжёлых металлов, летучих органических соединений и полиароматических углеводородов, что ставит задачу обязательного учета фактора химического загрязнения при планировании будущих работ по реабилитации. Таким образом, характеризация грунтов промышленных площадок ОИАЭ представляет собой сложную задачу, требующую комплексного подхода.

В докладе представлен краткий анализ сложившейся практики характеризации грунтов промышленных площадок, обозначены основные проблемы их выполнения и предложен подход к характеризации загрязненных грунтов промышленных площадок ОИАЭ, который позволяет проводить оценку загрязнения с учетом радиационных и химических факторов и способствует более точной оценке объемов образующихся отходов и необходимых технических средств по очистке территорий для их дальнейшего использования.

Список использованной литературы:

1. *Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов»*.

2. *Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009»*

ЗАГРЯЗНЕНИЕ ПЛОЩАДОК ОБЪЕКТОВ ОСОБЫХ РАО – МЯВ И ПРОВЕДЕНИЕ РЕАБИЛИТАЦИОННЫХ МЕРОПРИЯТИЙ

Ларина А.И., Касаткин А.В., Касаткин В.В.

На территории России в период с 1965 по 1988 гг. было проведено 80 мирных ядерных взрывов (МЯВ) для различных технологических целей. Все взрывы проведены за пределами испытательных полигонов на 50 технологических площадках в различных регионах Российской Федерации.

В ряде случаев происходило загрязнение технологических площадок техногенными радионуклидами как при проведении взрывов, так и при освоении и эксплуатации созданных объектов ядерной взрывной технологии. Проблемы дезактивации территорий и контроля радиационной обстановки остаются актуальными и в настоящее время.

При проведении ядерных взрывов радиоактивное загрязнение технологических площадок имело место в 5 случаях. Следует различать плановый выход радиоактивных продуктов ядерных взрывов на земную поверхность при 2-хэкскавационных взрывах и аварийный выход при 3-х камуфлетных взрывах. Объекты МЯВ находятся под контролем региональных органов власти в рамках составления радиационно-гигиенических паспортов радиоактивного загрязнения территорий, в отдельных случаях с привлечением АО «ВНИПИпромтехнологии», а также Института радиационной гигиены по государственной программе Роспотребнадзора.

Во всех случаях рекультивация сводилась к снятию радиоактивного грунта и отсыпки поверхности чистым грунтом. Снятый грунт, как правило, соответствовал по радиоактивности промышленным отходам, содержащим техногенные радионуклиды. Это позволяло с разрешения органов Госсанпиннадзора захоранивать снятый грунт на месте в траншеях или поверхностные захоронения (бурты). Для закрепления нанесенного грунта проводился посев трав с развитой корневой системой, характерных для региона расположения объекта МЯВ.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ БЕСКЛЕЕВОГО СОЕДИНЕНИЯ ДЕТАЛЕЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

Сомкина Е.В., Тарасов А.А., Белова Ю.С., Шатунов В.Е.
ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», г. Саров Нижегородская обл.
evsomkina@vniief.ru

Рассмотрена возможность получения прочного соединения образцов из гидрида лития природного изотопного состава, основанного на спекании. Обозначены важные технологические параметры процесса спекания. Выявлены основные трудности при разработке технологии и предложены пути их устранения. По технологическому режиму, который заключался в нагреве сборки образцов до температуры 400 ℃, выдержке и охлаждении, причем в течение нагрева и выдержки на сборку оказывалось давление 20 Н/мм^2, а во время охлаждения – (2,3...3,2) Н/мм^2, получены образцы с прочностью стыкового соединения при сдвиге, сопоставимой с прочностью при сдвиге клеевого соединения прессованных образцов из гидрида лития. При спекании наблюдалось увеличение плотности образцов на 1,33 %, наличие отрицательной усадки: линейная усадка составляла ~ 0,85 %, объемная усадка ~ 1,87 %.

РАЗРАБОТКА СТЕКЛОМАТРИЦЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Лаврентьева А.А., Сунцов Д.Ю., Мусатов Н.Д., Тучкова А.И.
АО «ВНИИНМ», Москва, alylav10@yandex.ru

Среди важнейших проблем ядерного топливного цикла наиболее острая и неотложная – проблема обезвреживания радиоактивных отходов (РАО), их безопасного хранения и удаления.

Наиболее приемлемой и технологически проработанной в РФ и за рубежом технологией кондиционирования жидких ВАО к настоящему времени признана выбрана технология остекловывания.

В настоящей работе приводятся результаты научно-исследовательских и опытных работ по созданию технологии остекловывания применительно к ВАО от переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-1000.

- Проведен анализ опубликованных материалов по проблеме кондиционирования радиоактивных отходов;
- Определено влияния химического состава стеклоподобных боросиликатных матриц на основные физико-химические свойства расплавов и характеристики конечных материалов;
- Выбрана область химического состава боросиликатных матриц (оксиды ВАО до 15 мас. %; бентонит от 58 до 62 мас%; B_2O_3 – от 10 до 16 мас. %; Na_2O вносимый вместе с флюсом от 9 до 15 мас. %), обеспечивающая оптимальные технологические условия ее получения и отвечающая нормативным требованиям, предъявляемым к отверждены ВАО для дальнейшего хранения и захоронения;
- На опытной установке с плавителем ИПХТ определены основные технологические параметры процесса остекловывания имитатора жидких ВАО:
    - производительность по расплаву, кг/ч - 3,5;
    - удельная производительность по расплаву, кг/ дм2 × ч -1,5;

СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ

Секция №1 «Материалы и топливные композиции для тепловых реакторов и реакторов на быстрых нейтронах»

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ФИНИШНОГО МЕХАНИЧЕСКОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА СВОЙСТВА И ТЕХНОЛОГИЧНОСТЬ ТОНКОСТЕННЫХ ТРУБ ДЛЯ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ РЕАКТОРА СМ

Курганов С.В. АО «МСЗ», г. Электросталь, SeVKurganov@rosatom.ru;
Леонтьева-Смирнова М.В. АО «ВНИИНМ», г. Москва,
MVLeontyeva-Smirnova@bochvar.ru

Для функционирования исследовательского реактора СМ применяются твэлы дисперсионного типа, изготавливаемые на АО «МСЗ». Оболочкой твэла служит тонкостенная труба из коррозионно-стойкой аустенитной стали ЭИ847-ИД. Данные трубы могут изготавливаться несколькими предприятиями, в том числе на собственном трубном производстве АО «МСЗ». При этом трубы собственного производства характеризуются низкой деформационной способностью, что вызывает существенные трудности при последующих технологических операциях изготовления из них готовых твэлов. Однако в части качественных характеристик сами трубы полностью соответствуют всем установленным требованиям нормативной документации. В то же время при контроле твэлов, изготовленных из данных труб, выявляются трещины, которые распространяются от внутренней поверхности оболочки к наружной, величина трещин превышает допустимые значения, установленные техническими требованиями к твэлу.

Проведены исследования характера трещин и установлено, что по всем признакам разрушение обусловлено коррозионным растрескиванием стали ЭИ 874-ИД под воздействием расплавленной меди из топливной композиции. Такой вывод позволяет говорить о наличии на внутренней поверхности труб остаточных растягивающих напряжений. На основании указанных результатов принято решение, что исследования финишного деформационного воздействия на трубы в процессе их изготовления, могут рассматриваться как основной путь решения имеющейся проблемы. Способ финишного деформационного воздействия должен обеспечивать создание на внутренней поверхности трубы остаточных сжимающих напряжений. При этом одной из важных задач является формирование критерия и способа контроля труб, который будет определять последующую технологичность процесса изготовления твэлов.

На данном этапе исследований выбраны потенциально возможные схемы деформационного воздействия, выполнены расчеты результирующего напряженно-деформированного состояния труб. На основании полученных результатов расчета определены оптимальные процессы финишного деформационного воздействия, выполнено изготовление экспериментальных образцов труб и проведена практическая апробация при изготовлении твэлов. Показано, что требуются дополнительные исследования, в первую очередь структурные, для совершенствования технологического процесса изготовления труб Ø5,5×0,2 мм из коррозионно-стойкой аустенитной стали ЭИ847-ИД в условиях АО «МСЗ».

ОСОБЕННОСТИ ФАЗООБРАЗОВАНИЯ В СТАЛЯХ КР ВВЭР С РАЗЛИЧНЫМ СОДЕРЖАНИЕМ НИКЕЛЯ В ПРОЦЕССЕ ОБЛУЧЕНИЯ ПРИ ПОВЫШЕННОЙ ТЕМПЕРАТУРЕ

Кулешова Е.А., Федотов И.В., Федотова С.В., Жучков Г.М.
НИЦ «Курчатовский институт», Москва
fedotov_ivy@nrcki.ru

Развитие ядерной энергетики неотъемлемо связано с необходимостью создания перспективных реакторов, которые должны отличаться от существующих реакторов повышенной безопасностью, эффективностью и экономичностью. Одним из направлений создания перспективных реакторов является создание реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя на базе освоенной технологии корпусных реакторов ВВЭР. Одной из отличительных особенностей применения теплоносителя сверхкритических параметров является возможная более высокая, по сравнению с реакторами ВВЭР, температура входящего теплоносителя и, как следствие, более высокая температура эксплуатации корпуса, которая может достигать 400°С.

При эксплуатации корпуса реактора (КР) в составе энергетического реактора, его материал (низко и среднеуглеродистые Ni-Cr-Mo-V стали) подвержен воздействию повышенной температуры и нейтронного облучения, что приводит к деградации его структуры и соответствующему охрупчиванию. Одним из основных механизмов охрупчивания сталей корпусов реакторов ВВЭР является упрочняющий механизм, который включает образование в структуре стали при эксплуатации структурных элементов, являющихся барьерами для движения дислокаций, что приводит к упрочнению стали и охрупчиванию. К таким элементам структуры можно отнести: дислокационные петли, Ni-Si-Mn преципитаты (при низком содержании Cu) и карбидные фазы.

Нейтронное облучение при повышенной температуре (400°С) в составе перспективных энергетических реакторов может влиять на механизмы образования дислокационных петель и Ni-Si-Mn преципитатов, а также стабильность исходных карбидов за счет интенсификации диффузионных процессов. При этом, ввиду того, что в качестве конструкционных материалов перспективных реакторов ВВЭР рассматриваются стали с повышенным содержанием никеля, то возможно его влияние на образование Ni-Si-Mn преципитатов.

В данной работе рассмотрены результаты структурных исследований влияния ускоренного нейтронного облучения на процессы фазообразования, в частности образования Ni-Si-Mn преципитатов, при повышенной температуре (~400°С) в сталях с различным содержанием Ni. Проведено сопоставление особенностей фазообразования в сталях КР при типичных температурах эксплуатации реакторов ВВЭР (~300°С) и при повышенных температурах эксплуатации перспективных реакторов (~400°С).

МОДЕЛИРОВАНИЕ КАСКАДОВ АТОМНЫХ СТОЛКНОВЕНИЙ В ОКСИДЕ ЖЕЛЕЗА Fe_3O_4

Комаров Н.Д., Бородин В.А.
Национальный Исследовательский Ядерный Университет МИФИ, Москва,
komarovnd@mail.ru

Использование поверхностных оксидных слоёв представляет собой перспективную технологию коррозионной защиты ферритно-мартенситных сталей в реакторах на быстрых нейтронах, поскольку подобное покрытие позволяет предотвратить прямой контакт стали с агрессивной окружающей средой (теплоносителем). Однако при эксплуатации в условиях активной зоны реактора защитные покрытия будут подвергаться воздействию нейтронного облучения, создающего радиационные повреждения, которые в свою очередь могут вызывать образование структурных дефектов и последующее изменение механических и физических свойств покрытия. Поэтому представляется практически важным иметь количественные оценки эффективности создания радиационных повреждений при облучении оксидов, используемых в качестве защитных покрытий стали. Поскольку оценить эту эффективность экспериментальными методами затруднительно, для изучения механизмов формирования радиационных дефектов под воздействием нейтронного облучения широко применяется компьютерное моделирование.

Целью настоящего исследования являлась количественная и качественная оценка радиационных повреждений, возникающих при образовании радиационно-индуцированных каскадов атомных смещений в представляющем практический интерес оксиде железа Fe_3O_4 (магнетит) с использованием метода молекулярной динамики. Проведено моделирование статистически значимого количества каскадов смещений, инициируемых в диапазоне энергий первично выбитых атомов (ПВА) от 1 до 4 кэВ. В качестве первично выбитых атомов рассмотрены как атомы кислорода, так и атомы железа, и продемонстрировано влияние химической природы ПВА на структуру каскадов, а также количество и тип создаваемых первичных радиационных повреждений. Показано, что уже при энергии ПВА 4 кэВ (для ПВА обоих типов) происходит явно выраженное разбиение каскадов на субкаскады. При этом каскады, создаваемые более легкими атомами кислорода, как правило более протяжённые и характеризуются меньшими размерами субкаскадов по сравнению с каскадами от более тяжелых атомов железа при сравнимой начальной энергии ПВА. Предсказанные зависимости количества создаваемых атомных смещений от типа и начальной кинетической энергии ПВА могут быть использованы в рамках комплексного многоуровневого подхода для оценки количества создаваемых радиационных повреждений в условиях работы покрытий в реакторных условиях с учетом особенностей конкретного нейтронного спектра.

ЗАМЕДЛЕННОЕ ГИДРИДНОЕ РАСТРЕСКИВАНИЕ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ СПЛАВОВ ЦИРКОНИЯ РАЗЛИЧНЫХ СИСТЕМ ЛЕГИРОВАНИЯ

Н.С. Сабуров, В.А. Маркелов, С.А. Бекренёв, А.Ю. Шевяков, А.Ю. Гусев, П.В. Котов
АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов» имени академика А.А. Бочвара, 123098, г. Москва

Пороговый коэффициент интенсивности напряжений (K_{IH}) для замедленного гидридного растрескивания (ЗГР), скорость стабильного роста трещины ($V_{ЗГР}$) и их температурные зависимости определены для необлучённых оболочечных труб в сопоставимых металлургических состояниях из сплавов Zircaloy-4, Э635М и Э110опт, представляющих различные системы легирования циркония. Температурные зависимости K_{IH} и $V_{ЗГР}$ для сплавов имеют подобный вид, но количественно различаются. В ряду сплавов Zircaloy-4, Э635М и Э110опт $V_{ЗГР}$ и её температурная зависимость снижаются, а K_{IH} возрастает, при минимальных значениях для сплавов 5; 6,7 и 11,5 МПа·√м. Максимальная температура, выше которой наблюдается отклонение $V_{ЗГР}$ от соотношения Аррениуса с резким её снижением, и сопутствующим возрастанием K_{IH}, составляет для сплавов значения 292, 280 и 231°С соответственно. Полученные результаты, свидетельствуют об увеличении стойкости к ЗГР сплавов в последовательности Zircaloy-4, Э635М, Э110опт, с очевидным преимуществом последнего.

ВАЛИДАЦИЯ РАСЧЕТНОГО КОДА СТАРТ-3А ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ОБЛУЧЕНИЯ ТВЭЛОВ ТВС-К

Кузнецов В.И., Еременко А.С., Локтаев К.В., Авдонина Е.А.
АО «ВНИИНМ», Москва, Россия
e-mail EAAvdonina@bochvar.ru

В соответствии со стратегическими целями ГК «Росатом» по повышению доли на международных рынках разрабатываются проекты по поставкам российского топлива на зарубежные АЭС с реакторами типа PWR. Для реализации данных проектов была спроектирована конструкция ТВС-КВАДРАТ, которая является конкурентной к конструкции топлива компаний Areva и Westinghouse.

Для успешного прохождения процедуры лицензирования российского топлива для эксплуатации на зарубежных АЭС необходимо провести расчетное и экспериментальное обоснование работоспособности и безопасного поведения твэлов. Расчетное обоснование должно проводиться с использованием аттестованных расчетных кодов, верифицированных и валидированных на основании экспериментальных исследований твэлов релевантной конструкции и условий облучения.

С целью получения экспериментальных результатов на 3 блок АЭС «Рингхальс» (Швеция) были загружены 4 пилотных ТВС-КВАДРАТ российского производства. Данные сборки проходили облучение в течение 4 топливных циклов. После каждого цикла ТВС выгружались из реактора и исследовались.

После третьего и четвертого топливных циклов из пилотных сборок извлекались несколько твэлов для дальнейших неразрушающих и материаловедческих исследований. В частности, проводилось определение количества выделившегося из топлива газа и давления газа под оболочкой твэлов.

На основании историй облучения данных твэлов было проведено расчетное моделирование их поведения. Расчетные исследования проводились с использованием кода СТАРТ-3А. Полученные в ходе проведения расчетов результаты показали удовлетворительное соответствие экспериментальным данным, что свидетельствует о том, что расчетный код СТАРТ-3А корректно и с достаточной точностью моделирует поведение твэлов.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОПУСТИМОЙ ОБЛАСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ ВВЭР

Локтаев К.В. Крупкин А.В., Кузнецов В.И

В настоящее время при проектировании твэлов ставится задача обеспечения гибких топливных циклов. Одним из направлений которых является разработка эксплуатационных кривых для определения допустимой области эксплуатации РУ ВВЭР. На рисунке 1 схематически представлена область допустимой эксплуатации РУ ВВЭР, расположенная под эксплуатационными кривыми. Внедрение на АЭС подобных зависимостей позволит расширить область эксплуатации РУ и избежать проблемы учета переходных режимов НЭ.

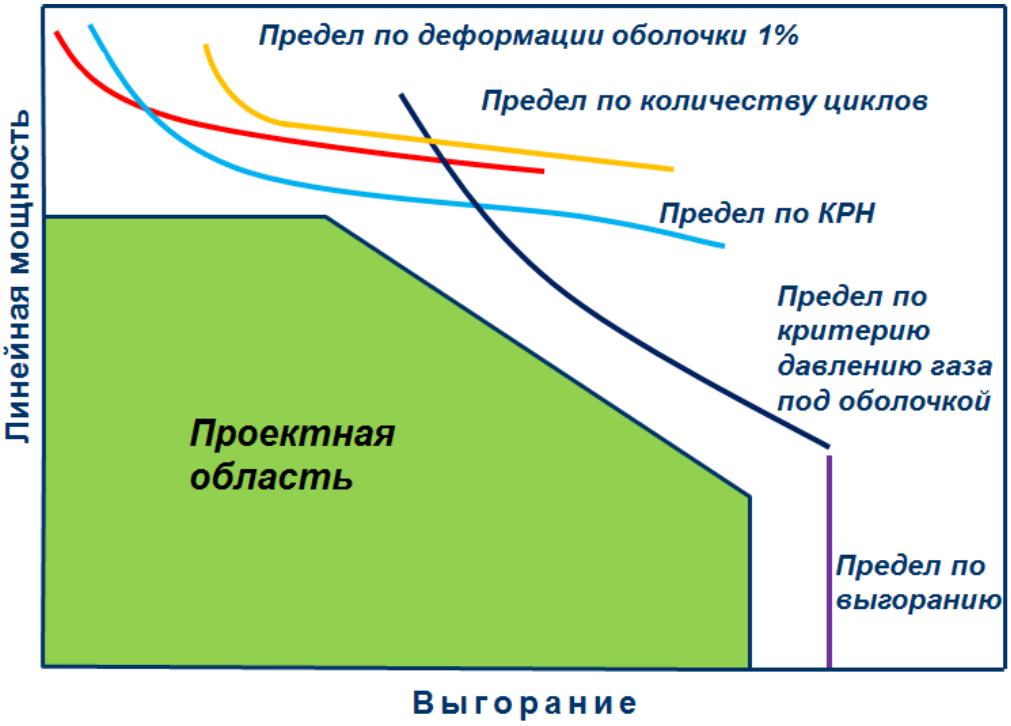


Рисунок – 1. Область допустимой эксплуатации РУ ВВЭР

Данная работа посвящена важнейшей с точки зрения работоспособности топлива в переходных режимах проблеме: ограничению локального скачка линейной мощности с целью исключения отказа по механизму КРН (коррозионного растрескивания оболочки при механическом взаимодействии топлива и оболочки).

Разработка искомой зависимости проводилась с помощью «численных экспериментов», путем многократного запуска аттестованного термомеханического кода СТАРТ-3А для различных модельных историй с варьированием конструкционных, модельных и эксплуатационных параметров. При этом, в каждом расчете фиксировались условия при которых нарушается критерий КРН. Результаты полученных зависимостей могут быть использованы в нейтронно-физических кодах для автоматического выполнения КРН критерия.

МОДЕЛИРОВАНИЕ И АНАЛИЗ ПОВЕДЕНИЯ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ИЗ SIC/SIC ПРИ ПОМОЩИ КОДА СТАРТ-3А

Кузнецов В.И., Королева А. И., Демьянов П. Г., Еременко А.С.
АО «ВНИИНМ», г. Москва, vlikuznrtsov@bochvar.ru, aikoroleva@bochvar.ru, pgdemyanov@bochvar.ru, alseremenko@bochvar.ru

Обеспечение работоспособности и безопасной эксплуатации твэлов является одной из наиболее важных задач в ядерной энергетике. После аварии 2011 года на японской АС «Фукусима-1» в мировом ядерном сообществе повысился интерес к альтернативным конструкциям ядерного топлива устойчивым к аварийным условиям. ГК Росатом также активно исследует альтернативные конструкции топлива устойчивого к авариям (ATF).

Основными направлениями в области ATF твэлов является изменение топливной композиции, изменение материала оболочки, покрытия оболочки и комбинированные решения.

В данной работе рассматривается альтернативный композитный материал оболочки твэла на основе карбида кремния (SiC/SiC).

Использование карбида кремния позволяет решить такую проблему циркониевых сплавов как пароциркониевая реакция, кроме того карбид кремния имеет более высокую температуру плавления, коррозионную стойкость и низкое сечение захвата нейтронов.

При помощи расчетного термомеханического кода СТАРТ-3А был проведен расчетный анализ поведения твэла с оболочкой SiC/SiC и произведено сравнение со штатной оболочкой из Э110о.ч. По результатам анализа была подтверждена перспективность SiC в качестве материала для создания оболочек тепловыделяющих элементов реактора ВВЭР-1000.

"BURST" ТЕСТЫ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР. АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ

Кузнецов В.И.[1], Федотов П.В.[1], Еременко А.С.[1], Салатов А.В.[1], Крикоров А.А.[1], Стойков К.В.[2], Полунин К.К.[2], Мокрушин А.А.[2], Урусов А.А.[2], Солдаткин Д.М.[2], Бахин А.Н.[2]
[1] АО «ВНИИНМ», Москва, PVFedotov@bochvar.ru
[2] АО «НИИ НПО «ЛУЧ», г. Подольск, StoykovKV@sialuch.ru

Проведение «burst» тестов позволяет определить параметры разгерметизации оболочек твэлов ВВЭР в условиях LOCA. Для реализации серии «burst» тестов специалистами АО «НИИ НПО «ЛУЧ» и АО «ВНИИНМ» разработана и метрологически аттестована методика проведения «burst» тестов оболочечных труб из сплава Э110, устанавливающая правила подготовки образцов, требования к оборудованию и приспособлениям, правила проведения процесса испытаний, а также правила оформления и контроля точности результатов испытаний.

Методика проведения «burst» тестов заключается в следующем: образец (отрезок оболочки длиной 200 мм с глухой заглушкой с одной стороны и капилляром для поддержания постоянного внутреннего давления газа с другой стороны) помещается в трубчатую печь на заданное время. Программой проведения испытаний задается внутреннее давление газа (от 0,1 до 10 МПа) и температура изотермической выдержки (от 900 до 1200 °С). Охлаждение образца от температуры испытания проводится на воздухе со скоростью ~20 °С/с. Изменение температуры образца во время испытаний регистрируется термоэлектрическим преобразователем, установленным на его поверхности. Внутреннее давление в образце фиксируется с помощью манометра и датчика давления.

В настоящее время все чаще требуется оценивать точность проведения измерений в терминах «неопределенности». Неопределенность измерения - это общее понятие, связанное с любым измерением, которое используют при необходимости принятия обоснованных решений в разных областях практической деятельности и теоретических исследований. По мере наблюдаемого ужесточения допусков в технологических процессах роль неопределенности измерений при оценке соответствия этим допускам все более возрастает.

При проведении «burst» тестов основными источниками неопределенностей экспериментальных данных являются:

1. точность измерения времени в экспериментах (регистрация зависимостей давления и температуры от времени);
2. точность измерения давления под оболочкой;
3. точность определения температуры, зависящая от применяемых термопар и точности регистрирующей аппаратуры,
4. методическая погрешность измерения температуры, связанная со способом установки термопары на образце (приварка термоэлектродов непосредственно к оболочке, крепление чехловой термопары хомутом).

ИССЛЕДОВАНИЕ ЛОКАЛИЗАЦИИ ПЛАСТИЧЕСКОГО ТЕЧЕНИЯ ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА Э110 ПРИМЕНИТЕЛЬНО К УСЛОВИЯМ ХОЛОДНОЙ ПРОКАТКИ ТРУБ

Сергачева М.И., Ожмегов К.В., Заводчиков А.С.

В АО ЧМЗ осуществляется освоение новой аппаратурно-технологической схемы изготовления оболочечных труб Ø9,10×7,73 мм из сплава Э110, в рамках которой планируется освоение нового оборудования, совершенствование существующих процессов, в том числе на холодном переделе изготовления оболочечных труб. Например, была увеличена степень обжатия по стенке с ε_s = 53 % до ε_s = 58 %, а также обозначены задачи по исключению медного защитного покрытия на данной операции для повышения экологичности производства. На сегодняшний день прокатка без медного покрытия не позволяет получать удовлетворительное качество внутренней поверхности труб, попытки исключить налипания, вызванные неоптимальными условиями трения, привели к формированию складок на внутренней поверхности, которые при последующих прокатках закатывались.

Образование складок на внутренней поверхности труб из циркониевого сплава Э110 является проявлением локализации пластического течения. Явление локализации пластического течения металлов и сплавов обстоятельно изучалось применительно к условиям статического и квазистатического нагружения. Кроме того, неясно влияние термической обработки, текстуры на локализацию пластического течения сплава Э110 в скоростных условиях холодной прокатки. Понимание физики этого явления, а также параметров, влияющих на уровень сопротивления металла локализации пластического течения, позволят подготовить структуру труб из сплава Э110 с более высоким сопротивлением к формированию складок на внутренней поверхности.

В настоящей работе изучалась локализация пластического течения циркониевого сплава Э110 применительно к скоростным условиям холодной прокатки труб. Исследование осуществлялось на сегментах, отобранных от труб Ø63,5×37,5 мм. Сегменты перед испытаниями были термически обработаны в диапазоне температур T=520-580 °C, что обеспечило различную степень рекристаллизации структуры. Испытания образцов осуществлялись методом одноосного растяжения на разрывной машине Instron-8861. Скорость перемещения траверсы составляла V= 2 мм/с и V= 3 мм/с, что в пересчете соответствовало скорости течения металла при холодной прокатке.

По результатам проведенных исследований был отмечен различный характер течения металла на образцах предварительно термообработанных в диапазоне температур, обеспечивающих частичную и полную рекристаллизацию. Кроме этого, было отмечено колебательное изменение течения металла в поперечном и продольном направлении относительно оси растяжения образца. Максимальные деформации наблюдутся в макроочагах локализованного течения (в области шейки), причем их уровень тем выше, чем выше степень рекристаллизации и больше скорость испытания. Отмечено также, что колебания затухают в направлении захватов, а степень их затухания зависит от скорости испытания. С повышением скорости испытания количество очагов локализации уменьшается. С точки зрения повышения сопротивления металла формированию макроочагов локализации и обеспечения оптимальной технологичности при холодной деформации металла интересным является применение термической обработки сплава Э110 при T=540 °C. По результатам проведенных работ будут даны рекомендации для экспериментальной апробации на промышленном оборудовании.

ПОКРЫТИЕ SIC ДЛЯ ЦИРКОНИЕВЫХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ

Титов А.О., Маслов А.А., Краснобаев Н.Н., Жуковский П.Л., Саенко Д.С.
E-mail: Pavel071096@yandex.ru

Сущность проблемы, на решение которой направлен данный проект связана с обеспечением безопасности работы АЭС на тепловых нейтронах. Проблема стала наиболее актуальной после инцидента на АЭС «Фукусима», где произошла авария с потерей теплоносителя и последующей пароциркониевой реакцией. Одним из путей решения проблемы возникновения пароциркониевой реакции является модификация поверхности оболочки твэла с целью повышения её жаростойкости.

Среди всех вариантов жаростойких покрытий на оболочки твэл наибольшее внимание ранее уделяли хромовому и покрытиям на основе хрома. При этом, большинство мировых экспертов сходятся во мнении, что в среднесрочной и долгосрочной перспективе лучшим решением в концепции ATF будет создание оболочек твэлов из SiC, так как именно этот материал обладает наиболее оптимальными эксплуатационными свойствами: коррозионной стойкостью, малым сечением захвата тепловых нейтронов, жаростойкостью, теплопроводностью, совместимостью с материалом топливной композиции. Однако, решение вопросов изготовления твэлов на основе SiC компании- производители твэлов относят ко второй половине 20-х годов и на более поздние сроки. В связи с этим, изучение возможности нанесения покрытия из SiC на циркониевые оболочки твэлов в настоящее время представляет несомненный интерес.

Целью данной работы является опробование технологии нанесения покрытия SiC методом магнетронного ионно-плазменного распыления на оболочки твэлов из циркониевого сплава Э110 для повышения их стойкости при эксплуатации в аварийных ситуациях, в том числе при аварии с потерей теплоносителя (LOCA).

В ходе работы решались следующие задачи:

1) С использованием порошковой технологии изготавливались экспериментальные мишени и технологическая оснастка.
2) Опробовались различные режимы формирования кандидатного SiC-покрытия магнетронным методом и изготовлялись образцы с покрытиями для исследований.
3) Проводились дореакторные материаловедческие исследования образцов с покрытиями.

В результате проведенной работы:

- Разработана лабораторная технология нанесения покрытия из SiC методом ионно-плазменного магнетронного распыления на образцы циркониевых оболочек.
- Установлено, что во время проведения процессов, мишени из SiC, изготовленные порошковым методом, обладают термической устойчивостью, они не склонны к растрескиванию под воздействием термического удара. Выработка мишеней происходит равномерно.
- Результаты исследований фазового и элементного анализа показали, что полученное покрытие на образцах циркониевых оболочек имеет соотношение компонентов 50:50, то есть соответствует формуле SiC, что позволяет судить о хорошей воспроизводимости состава в процессе напыления. Полученные покрытия SiC также имеют высокую микротвердость и адгезионную прочность, близкую к справочным величинам.
- Выпущенная партия образцов циркониевых оболочек с покрытием SiC различной толщины будет использована для проведения дальнейших высокотемпературных испытаний.

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ АКТИВНОГО КОЛОДЕЗНОГО СЧЕТЧИКА НЕЙТРОННЫХ СОВПАДЕНИЙ AWCC

Д.А. Владимиров, В.Ю. Рогожкин
АО «ВНИИНМ», г. Москва

В программном комплексе SERPENT разработана математическая модель активного колодезного счетчика нейтронных совпадений AWCC. Моделирование переноса нейтронов методом численного моделирования Монте-Карло представляло собой итерационный процесс, в каждом цикле которого формируется пространственное и энергетическое распределение нейтронов в среде. Первый цикл процесса характеризуется случайным распределением нейтронов по системе, в то время как во втором и последующих циклах нейтроны рождаются в точках системы, где произошли реакции деления.

Выполнены расчеты эффективности регистрации и коэффициента умножения нейтронов для набора из пяти стандартных образцов металлического плутония ОСО 95 1307 – 1312 – 2011 массой от 2,24 г до 160,93 г и демонстрационный расчет для образца массой 1000 г. Проведено сравнение полученных результатов с экспериментальными данными. Результаты работы подтвердили работоспособность математической модели активного колодезного счетчика: показано, что рассчитанные значения эффективности регистрации и коэффициента умножения нейтронов согласуются с измеренными.

В дальнейшем предполагается использовать разрабатываемые методы численного моделирования в методиках измерения массы плутония. Также компьютерную модель счетчика совпадений планируется применить для оптимизации конструкции отечественного детектора.

ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ МИКРОСТРУКТУРЫ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ОБОЛОЧЕК ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ – МАКЕТОВ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА МБИР

Маркелов Д.Е., Соколовский Д.А., Обухов А.В., Беляева А.В.

Для решения задач по разработке, внедрению и безопасной эксплуатации быстрых реакторов необходимо либо искать новые конструкционные материалы, либо проверять возможности, проверенных годами эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах, штатных конструкционных материалов оболочек твэлов, исследовании перспективных топливных материалов и новых видов топлива, обосновании их работоспособности. Решение всех этих задач необходимо осуществлять на приходящем на смену исследовательскому реактору БОР-60 многоцелевому быстрому исследовательскому реактору (МБИР).

Для подтверждения эксплуатационных характеристик топливной композиции, конструкционных материалов и твэлов в целом, а также обоснования технического проекта штатного твэла реакторной установки МБИР, были проведены послереакторные исследования экспериментальных твэлов, облученных в реакторе БОР-60.

В качестве объекта исследований был выбран макет твэла реактора МБИР – экспериментальный твэл со смешанным виброуплотнённым уран-плутониевым оксидным топливом и оболочкой из стали ЧС68-ИД в х.д. состоянии. Применяемый материал и особенности конструкции данного твэла соответствовали рассматриваемой концепции твэла для реактора МБИР.

В работе была исследована микроструктура и механические свойства образцов вырезанных из фрагментов нижней, центральной и верхней части оболочки экспериментального твэла. Максимальная температура облучения составляла 600 °С, а повреждающая доза 72 сна. В материале были обнаружены первичные частицы фазы Ti(C,N), вторичные фазы $M_{23}C_6$, фаза Лавеса, мелкодисперсные радиационно-индуцированные выделения γ'и G-фазы [1], дислокационные петли Франка, а также вакансионные поры.

В ходе проведения исследований были получены новые экспериментальные данные по микроструктуре и механическим свойствам оболочек твэлов из стали ЧС68-ИД после облучения. Совокупность результатов неразрушающих и разрушающих исследований подтвердила работоспособность экспериментальных твэлов в реакторе БОР-60. Полученные результаты послереакторных исследований рекомендуется использовать для обоснования работоспособности твэлов РУ МБИР.

Список использованной литературы:

1. Воеводин В.Н., Неклюдов И.М. «Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов» / НАУКОВА ДУМКА – г. Киев – 2006. – с. 139-145.

РАДИАЦИОННОЕ УПРОЧНЕНИЕ И ОХРУПЧИВАНИЕ СТАЛИ Х18Н10Т ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ПРИ ТЕМПЕРАТУРАХ 450-625 °С

Д.А. Соколовский, Е.И. Макаров, Д.Е. Маркелов, В.С. Неустроев
АО «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград, Россия (sokdmitrii95@mail.ru)

Сталь типа Х18Н10Т является одним из основных конструкционных материалов внутрикорпусных устройств реакторов как на тепловых, так и на быстрых нейтронах. Аустенитная сталь подвержена радиационному распуханию, что может негативно сказываться на ее механических свойствах (прочности и пластичности) при высоких значениях распухания. Облучение стали в течении длительного времени может приводить к деградации ее свойств и, соответственно, нежелательным последствиям для элементов реакторов, изготовленных из этой стали. Таким образом, исследование облученной стали типа Х18Н10Т до высоких значений повреждающих доз при различных температурах, в том числе при температуре максимума распухания, актуальная задача.

В настоящей работе представлены некоторые результаты последних исследований радиационных явлений, таких как радиационное распухание, низкотемпературное радиационное упрочнение и охрупчивание аустенитных сталей. Рассматриваются также вопросы влияния особенностей формирования микроструктуры на физико-механические свойства облученных нейтронами сталей.

Для проведения исследований были использованы направляющие трубы материаловедческих пакетов (МП) ТР-03 и ТР-05, облучавшихся при высоких температурах (450-460 °С и 575-625 °С соответственно) до максимальной повреждающей дозы 50 смещений на атом (сна) в реакторе БОР-60, из которых были вырезаны образцы с различных по высоте уровней.

На образцах труб МП были проведены исследования микроструктуры на просвечивающем электронном микроскопе, а также определены механические свойства путем одноосного растяжения кольцевых образцов.

Величина распухания трубы ТР-03, облученной при температуре максимума распухания, составила до 12,4 %, а трубы ТР-05, облученной при более высоких температурах, – 2,1 %.

Для образцов трубы ТР-05 при всех температурах испытания материал имеет запас пластичности (общее относительное удлинение при температурах испытания 520 и 560 °С выше 2,4 %) при достаточно высоком уровне прочностных свойств. Это позволяет говорить о существующем запасе по характеристикам механических свойств до повреждающих доз в 32 сна.

При величине распухания 4,5 % (для ТР-03) начинают появляться первые нулевые значения общего относительного удлинения, что позволяет говорить о некотором пределе по величине распухания. Полученное значение близко к известным литературным данным по пределу распухания 5-7 %.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ СО СМЕШАННЫМ УРАН-ПЛУТОНИЕВЫМ НИТРИДНЫМ ТОПЛИВОМ ОУ-4 И ОУ-10 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60

А.В. Беляева, Ильнур Ф. Гильмутдинов, А.А.Боков, Д.А. Соколовский

В реакторе БОР-60 в составе сборно-разборных облучательных устройств проводятся испытания твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом до разных значений выгорания и повреждающей дозы. Они представляют собой макеты твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 двух типов: с жидкометаллическим (свинцовым) и газовым (гелиевым) заполнением зазора между топливом и оболочкой. К настоящему времени закончены реакторные испытания и послереакторные исследования твэлов, облученных до максимального выгорания 6 % т.а.

Микроструктура топлива в твэлах со свинцовым подслоем характеризуется равномерным распределением пор технологического происхождения. Компоненты топлива и все продукты деления распределены равномерно как на краю таблеток, так и в их центре. Выделений вторых фаз, содержащих продукты деления, а также формирования значительного количества газовых пор при данных условиях облучения не выявлено. Средняя скорость распухания топлива за весь период облучения составила 1,1 %/% т. а. Селективное растворение компонентов оболочки в свинцовом подслое на отдельных участках её внутренней поверхности сопровождалось формированием слоёв отложений из растворенных элементов на соседних участках. Максимальная глубина зоны растворения оболочки равна 50 мкм.

Целью послереакторных исследований твэлов с гелиевым подслоем было получение первых сравнительных экспериментальных данных о влиянии реакторного облучения на свойства жаропрочных ферритно-мартенситных сталей марок ЭК-181 и ЧС-139, которые рассматривают в качестве перспективных материалов оболочек твэлов реактора БН-1200. Глубина коррозии в исследованных твэлах не превышала 50 мкм. Несмотря на коррозию и науглероживание оболочек, механические испытания на растяжение продольных сегментных образцов показали удовлетворительные значения характеристик прочности и пластичности. Основные изменения микроструктуры нитридного топлива в результате облучения связаны с накоплением продуктов деления в матрице топлива, а также образованием включений вторых фаз и газовых пор преимущественно в центральной области топливной таблетки. Поведение газообразных продуктов деления в основном определяется температурой топлива, в центральных областях таблетки газ выходит из матрицы топлива с формированием пористости как внутри зёрен, так и по их границам. Средняя скорость распухания топлива составила 1,4 % / % т. а.

В результате послереакторных исследований было показано, что за время облучения экспериментальные твэлы сохранили форму и целостность, дефектов, которые могли бы повлиять на их работоспособность, не выявлено.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОБЛУЧЕННОГО НИТРИДНОГО ТОПЛИВА МЕТОДАМИ СКАНИРУЮЩЕЙ ЭЛЕКТРОННОЙ МИКРОСКОПИИ И ЭЛЕКТРОННО-ЗОНДОВОГО МИКРОАНАЛИЗА

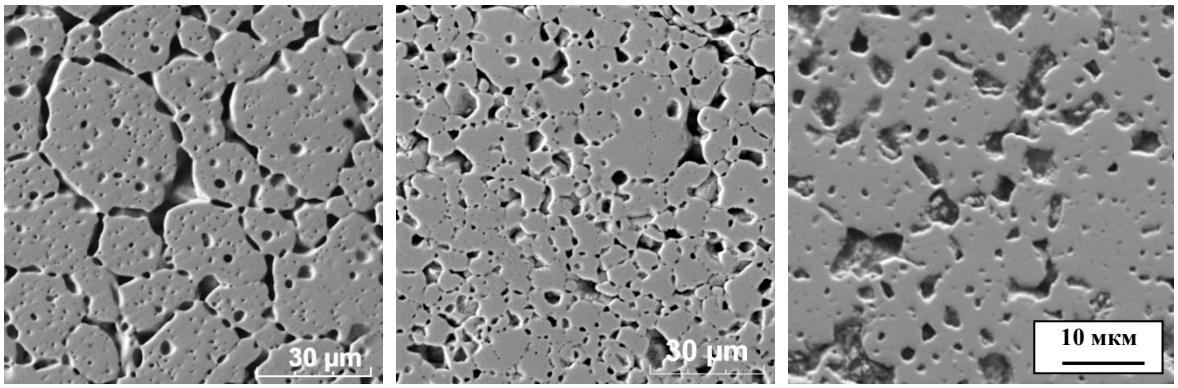
Ильнур Ф. Гильмутдинов
АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

Применение метода сканирующей электронной микроскопии (СЭМ) и электронно-зондового микроанализа (ЭЗМ) в послереакторных исследованиях облученных твэлов позволяет получить широкий спектр экспериментальных данных о состоянии топливной композиции. С помощью сканирующего электронного микроскопа, оснащенного детекторами вторичных и обратноотраженных электронов, возможно детальное исследование микроструктурных параметров топлива, а также особенностей формирования вторичных фаз. Совместное использование СЭМ с аналитическими приставками для ЭЗМ позволяет получить на качественном уровне распределение элементов по заданной области (картирование), а на количественном – проводить локальный микроанализ в точках с определением содержания химических элементов в массовых %.

Цель работы заключалась в изучении состояния нитридного топлива, облученного до выгораний 3,9 % т.а., 5,5% т.а., 7,5 % т.а., и распределения компонентов и продуктов деления в нем методами СЭМ и ЭЗМ. Для достижения поставленной цели необходимо было: 1) определить аналитические возможности метода ЭЗМ для измерения содержания химических элементов в облученном нитридном топливе; 2) определить параметры выбора линий характеристического рентгеновского излучения измеряемых химических элементов; 3) на подготовленных образцах методами СЭМ и ЭЗМ исследовать структуру и получить качественные и количественные данные о распределении компонентов топлива и основных продуктов деления по радиусам топливных таблеток; 4) проанализировать состояние основных продуктов деления в облученном нитридном топливе.

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

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



а б в

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

Компоненты топлива распределены равномерно по всему сечению таблеток (рисунок 2). Произошло частичное перераспределение Xe и Cs из матрицы топлива в образовавшиеся газовые пузыри. Включения вторых фаз в матрице представляет группа интерметаллидов (Ru, Rh, Pd и Tc). Количество указанных включений максимально в центральной части топливных таблеток.

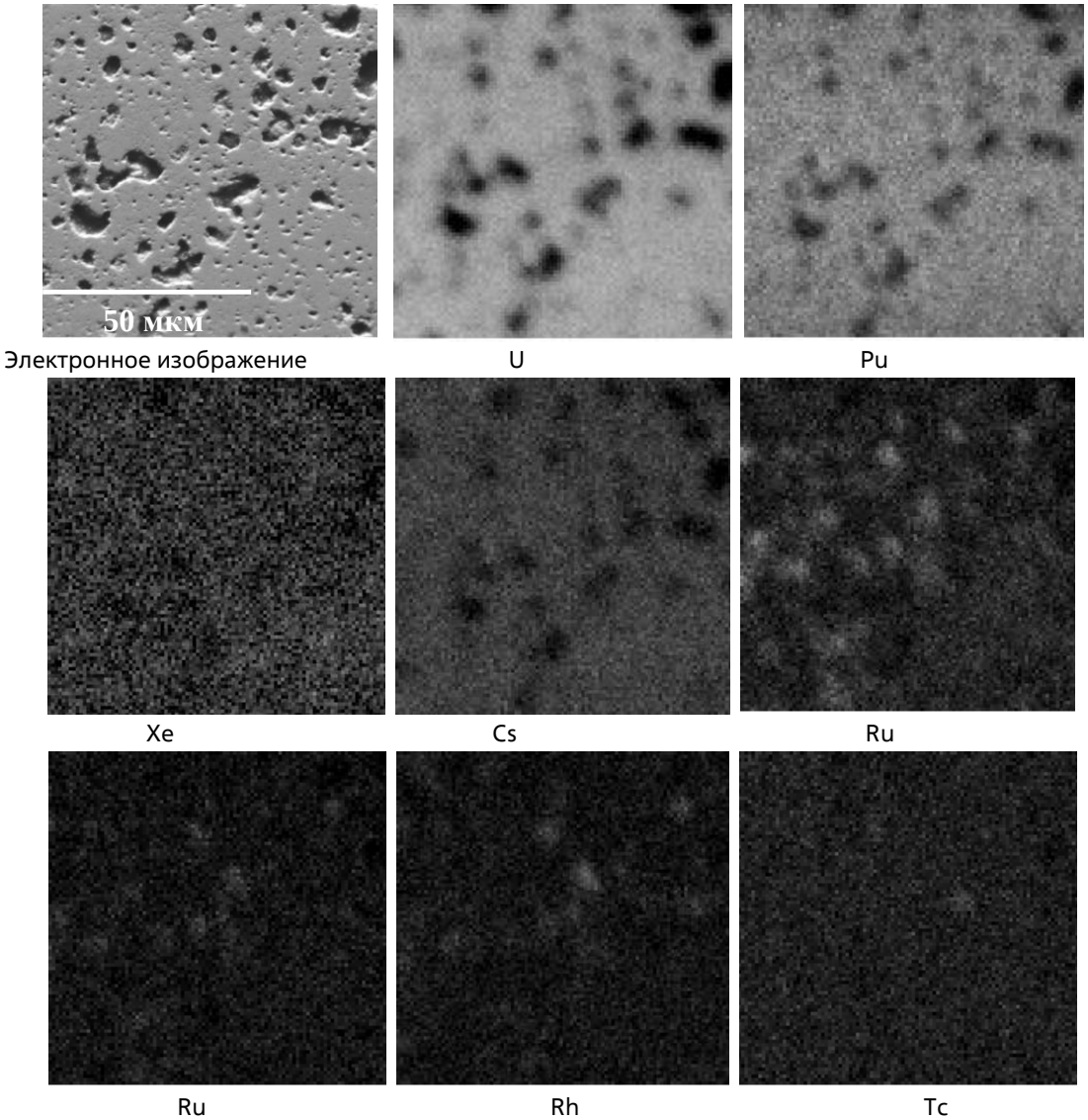


Рисунок 2. Изображение во вторичных электронах фрагмента центральной части таблетки нитридного топлива, облученной до выгорания 7,5 % т.а, и карты распределения химических элементов на этом участке

Электронно-зондовый микроанализ облученных образцов проводился с использованием волнодисперсионного спектрометра, т.к. его спектральное разрешение выше, чем энергодисперсионного. Предел обнаружения волнодисперсионного спектрометра составляет 0,01 масс.%. Полученные результаты были использованы для построения концентрационных кривых и последующего анализа поведения основных групп продуктов деления нитридного топлива.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПРЯМОГО ЛАЗЕРНОГО ВЫРАЩИВАНИЯ (ПЛВ) КРУПНОГАБАРИТНЫХ ИЗДЕЛИЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.А. Королев, А.В. Сидоров, И.Ю. Михайлов, А.А. Мацаев., А.А. Царьков
Общество с ограниченной ответственностью «Русатом – Аддитивные Технологии», г. Москва, e-mail: rusat@rosatom.ru

Целью данной работы являлась разработка технологии изготовления крупногабаритных изделий атомной энергетики методом ПЛВ с проведением комплексных исследований для подтверждения целесообразности и эффективности разработанной технологии.

Проведение сравнительной оценки изготовления выгородки по традиционной и аддитивной технологии изготовления позволило сделать предварительный вывод о снижении срока изготовления выгородки до 47% при переходе на процесс ПЛВ. Полученные результаты сравнительной оценки сроков изготовления выгородки при переходе с традиционной технологии изготовления на аддитивную показывают перспективность и вероятные предпосылки для экономической эффективности изготовления выгородки методом ПЛВ.

Актуальную задачу повышения срока эксплуатации выгородки ВВЭР, работающей в самых жестких условиях, возможно было решить за счет снижения рабочей температуры эксплуатации – путем оптимизации конструкции кольца выгородки. В результате оптимизации конструкции выгородки удалось снизить максимальную температуру в металле на 35 °С, а перепад по наиболее температурно-напряженному сечению выгородки на 30 °С.

Традиционными способами изготовления деталей невозможно изготовить оптимизированную конструкцию выгородки ввиду уменьшения диаметров внутренних каналов до Ø10 мм и Ø20 мм. Для изготовления фрагментов исходной и оптимизированной конструкции выгородки была отработана технология ПЛВ образцов из порошковых материалов стали марок 08Х18Н10Т и 10Х16Н25МТ, а также проведены их исследования.

Полученные положительные результаты проведённых испытаний образцов, позволили продолжить работы по дальнейшим исследованиям с отработкой технологии по выращиванию фрагмента оптимизированной конструкции выгородки высотой до 1000 мм из порошкового материала стали марки 08Х18Н10Т.

Также был рассмотрен вопрос изготовления крупногабаритных и массивных изделий методом ПЛВ, с применением более 12 управляемых осей перемещения и 2 наплавочных инструментов по индивидуально разработанному алгоритму траекторных перемещений на основе моделирования процесса в CAM программе по проектируемой 3D модели.

Полученные результаты подтверждают актуальность работ по разработке установки ПЛВ крупногабаритных изделий атомной энергетики и являются техническим заделом для изготовления полномасштабного кольца выгородки после оптимизации технологических параметров ПЛВ.

АНАЛИТИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ ТАБЛЕТОК СМЕШАННОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА НА ФГУП «ПО «МАЯК»

Булаев Н.А., Чухланцева Е.В.
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, bulaev.nikita2016@yandex.ru

С 1980 года на химико-металлургическом заводе ФГУП «ПО «Маяк» налажено производство смешанного уран-плутониевого топлива (МОКС-топливо). За 40 лет в данном направлении аналитический контроль качества МОКС-топлива претерпел ряд усовершенствований.

Аналитический контроль физико-химических показателей МОКС-топлива включает следующие показатели: содержание урана и плутония, плотность таблеток, кислородный коэффициент, содержание фторид- и хлорид-ионов, углерода, азота и металлических примесей [1].

Для определения содержания урана и плутония применяется кулонометрический метод анализа. Определение основано на измерении количества электричества при контролируемом потенциале, затраченного на совместное электрохимическое окисление урана (IV) до урана (VI) и плутония (III) до плутония (IV) и на окисление плутония (III) до плутония (IV) [2]. На протяжении долгого времени (до 2012 г.) для определения состава МОКС-топлива применялась установка на основе потенциостата П-5827 и интегратора типа ИП-12. В настоящее время данный тип кулометрических установок является устаревшим, и характеризуется низкой воспроизводимостью сигнала и постоянными техническими сбоями. В период с 2012 г. и по настоящее время ФГУП «ПО «Мак» применяет более современные кулонометры на основе потенциостат-интегратора «ПИК-100». В 2020 году была внедрена новая кулонометрическая установка «УПК-19», отличающаяся более гибким интерфейсом, лучшими техническими характеристиками и большей эргономичностью. Новая установка помогла исключить существующие недостатки и позволила увеличить производительность аналитического контроля [3].

Плотность таблеток из МОСК-топлива определяют последовательным взвешиванием образца в воздухе и в ртути. Данный метод анализа является наиболее точным из всех известных в настоящее время методов определения плотности, простым в исполнении, и поэтому не претерпел изменений за последние 40 лет работы [4].

Кислородный коэффициент (КК) вычисляют по разности значений стехиометрического коэффициента диоксидного соединения и убыли КК за счет присутствия урана и плутония, находящихся в металлической форме и в трехвалентном состоянии. Убыль КК за счет присутствия урана и плутония в металлическом состоянии оценивают газохроматографическим методом. Убыль кислородного коэффициента за счет плутония в степени окисления (+3) оценивают по его массе, измеренной кулонометрическим методом при контролируемом потенциале [5]. Аналогично определению урана и плутония в МОКС-топливе, для определения КК на сегодняшний день применяют современные кулонометрические установки «ПИК-100» и «УПК-19».

Долгое время для определения содержания фторид- и хлорид-ионов применялся метод пергидролиза в сочетании с фотометрическим методом, требующим тщательной подготовки посуды и оборудования, исключительной чистоты перчаточного бокса, что в свою очередь отражалось на увеличении времени проведения анализа. Кроме того, данный метод не отличается высокой избирательностью, что часто приводило к недостоверным результатам измерений. В 2021 году проведена разработка методики определения содержания фторид- и хлорид-ионов методом высокоэффективной жидкостной хроматографии, что позволило получать более точные результаты измерений и увеличить производительность аналитического контроля [6].

Определение содержания углерода проводится в полуавтоматическом режиме. Образец сжигают в токе воздуха. Образующийся диоксид углерода поглощают раствором с известным pH. Раствор подвергают автоматическому кулонометрическому титрованию до первоначального значения pH. Количество электричества, затраченное на титрование, пропорциональное концентрации углерода в пробе фиксируется специальным интегратором тока, шкала которого отградуирована непосредственно в массовых долях углерода [7]. В перспективе данный метод будет заменен на более экспрессный и более точный метод, основанный на сжигании образца в

высокочастотной индукционной печи в потоке кислорода и дальнейшем анализе методом ИК-спектроскопии образующихся газообразных соединений, с применением специальных автоматических анализаторов углерода.

Определение содержания азота проводят методом пергидролиза в сочетании с фотометрическим методом с использованием реактива Несслера. Навеску растворяют в соляной кислоте. Затем проводят отгонку азота из щелочного раствора с помощью водяного пара, который конденсируют в приемнике с серной кислотой. К конденсату добавляют реактив Несслера. Интенсивность окраски растворов определяют с помощью спектрофотометра при длине волны 450 нм [8]. Данный метод в перспективе также будет заменен на автоматический с применением анализаторов азота.

Содержания металлических примесей определяют химико-спектральным анализом. Методика заключается в сжигании концентрата примесей в дуге переменного тока и регистрации спектральных линий на фотопластинке, с последующим анализом полученных результатов при помощи градуировочного графика построенного с использованием образцов для градуировки. Контролируется содержание элементов таких, как Ca, Mg, Cr, Fe, Al, Si, Ni, Zn [9]. В настоящее время ведется работа по переходу на новый метод анализа – атомно-эмиссионная спектрометрия с индуктивно связанной плазмой.

Список использованной литературы:

1. 311.335.000 ТУ Элемент тепловыделяющий ТВС БН-800 с таблеточным МОКС-топливом. Технические условия. – Введ. 2011-12-22.

2. Смешанные оксиды урана и плутония. Методика измерений массовой доли урана и плутония, суммы массовых долей урана и плутония и отношения массовой доли плутония к сумме массовых долей урана и плутония кулонометрическим методом на потенциостате-интеграторе «ПИК-200» [Текст]: И.ЦЗЛ.МИ.342-2018 / ФГУП «ПО «Маяк»; Исполн.: Чухланцева Е.В., Старовойтова О.В. и др. – Озерск, 2018.

3. Определение урана и плутония с применением кулонометрической потенциостатической установки УПК-19 для анализа МОКС-топлива / Н. А. Булаев, Е. В. Чухланцева, О. В. Старовойтова, А. А. Тарасенко // Заводская лаборатория. Диагностика материалов. – 2020. – Т. 86. – № 12. – С. 15-22. – DOI 10.26896/1028-6861-2020-86-12-15-22. – EDN GUEZSR.

4. Топливные таблетки. Методика измерения плотности меркуростатического взвешивания [Текст]: И.ЦЗЛ.МИ.305-2018 / ФГУП «ПО «Маяк»; Исполн.: Федорова Л. А. и др. – Озерск, 2018.

5. Уран-плутониевое оксидное ядерное топливо. Методика измерений кислородного коэффициента комбинированным методом [Текст]: И.ЦЗЛ.МИ.344-2018 / ФГУП «ПО «Маяк»; Исполн.: Чухланцева Е. В., Степанова О. В. и др. – Озерск, 2018.

6. Смешанное уран-плутониевое оксидное топливо и диоксид плутония. Методика измерения примесей фторид- и хлорид-ионов фотометрическим и хроматографическими методами [Текст]: И.ЦЗЛ.МИ.195-2021 / ФГУП «ПО «Маяк»; Исполн.: Степанова О. В., Зайцева Т. А. и др. – Озерск, 2021.

7. Плутоний, его сплавы, диоксид плутония, смешанное уран-плутониевое оксидное топливо. Методика определения примеси углерода [Текст]: ОИ 001.853-2018 / АО «ВНИИНМ им. академика А.А. Бочвара»; Исполн.: Максимова И. М., Турков Н. С. – Моква, 2018.

8. Плутоний, его сплавы, диоксид плутония, смешанное уран-плутониевое оксидное топливо. Фотометрическая методика измерения содержания примеси азота [Текст]: ОИ 001.852-2018 / АО «ВНИИНМ им. академика А.А. Бочвара»; Исполн.: Максимова И. М., Горшкова И. А. – Москва, 2018.

9. Плутоний. Методика спектрального анализа [Текст]: ОСТ 95 555-2002 / ФГУП ВНИИНМ им. академика А. А. Бочвара, Исполн.: Шорохов Н. А., Старцев В. В., Кривенкова С. Д. – Москва, 2002.

КОНТРОЛЬ СРЕДНЕГО УСЛОВНОГО РАЗМЕРА ЗЕРНА ТАБЛЕТОК СМЕШАННОГО ОКСИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА С ПРИМЕНЕНИЕМ АНАЛИЗАТОРА ФРАГМЕНТОВ МИКРОСТРУКТУРЫ ТВЁРДЫХ ТЕЛ SIAMS 800

Литвинова М.А., Мальцев А.А.
ФГУП «ПО «Маяк», Челябинская обл., г. Озерск,
e-mail: cpl@po-mayak.ru

В настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» осуществляется выпуск тепловыделяющих элементов с таблетками смешанного оксидного уран-плутониевого топлива (далее – таблетки) для реакторов на быстрых нейтронах. В соответствии с техническими условиями таблетки по своему качеству должны соответствовать ряду физико-химических показателей, в том числе по требованиям к среднему условному размеру зерна (далее – СУРЗ) $D_{усл}$, мкм, в диапазоне измерений от 5 до 45 мкм.

Контроль СУРЗ заключается в подсчете зерен, пересеченных отрезком прямой линии, проведенной на изображении микрошлифа таблетки в соответствии с ГОСТ 5639-82 для равноосных зерен.

Определение СУРЗ проводилось по микрофотографии, полученной с помощью анализатора фрагментов микроструктуры твёрдых тел SIAMS 800 (далее – АФМТТ) с подготовленной поверхности микрошлифа. Поверхность таблетки подвергалась механической обработке (шлифованию) с последующей полировкой и травлением в герметичном перчаточном боксе. Травление проводилось смесью растворов кислот с выявлением рельефа границ кристаллов (зерен). Зерна таблеток – это отдельные кристаллы поликристаллического конгломерата, разделенные между собой смежными поверхностями, называемыми границами зерен.

С помощью микроскопа и системы видеофиксации (видеокамеры) производилась съемка поверхности шлифа – микрофотография. На микрофотографиях, полученных с помощью АФМТТ, осуществлялось построение вспомогательных объектов для определения условного размера зерна (далее – УРЗ). За длину отрезка принимали длину построенной линии пересекающей только зерна, т.е. длину построенного отрезка, пересекающую поры, вычитали из общей длины. СУРЗ $D_{усл}$, мкм, определяли, как среднеарифметическое значение измерений УРЗ в пяти характерных местах шлифа таблетки. УРЗ в одном из характерных мест таблетки определялся, как результат деления суммарной длины двух взаимно перпендикулярных отрезков L, мкм, на число зерен K, шт., пересеченных этими отрезками.

На основании представленных исследований и набора статистических данных таблеток с СУРЗ от 5 до 45 мкм разработана и аттестована методика измерений, содержащая правила подготовки к измерениям, требования к оборудованию и материалам, правила выполнения измерений и вычисления результатов измерений.

КОРРОЗИОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ХРОМОНИКЕЛЕВОГО СПЛАВА МАРКИ 46ХНМ, ПРИМЕНЯЕМОГО ПРИ ИЗГОТОВЛЕНИИ ГРЕЮЩИХ КАМЕР ДЛЯ ЗАВОДА РТ-1

Литвинова М.А.
ФГУП «ПО «Маяк», Челябинская обл., г. Озерск,
e-mail: cpl@po-mayak.ru

На ФГУП «ПО «Маяк» ввиду отклонений в процессе эксплуатации греющей камеры выпарного аппарата завода РТ-1 были проведены коррозионные исследования бесшовных труб сортаментом Ø 38×3 мм плавки 183493, применяющихся при вварке труб в трубные доски греющей камеры, конструкционным материалом (далее – КМ) которых является хромоникелевый сплав марки 46ХНМ (далее – 46ХНМ) в состоянии поставки.

По результатам анализа технологической среды в аппарате, проведённых ранее и предоставленных сотрудниками лаборатории завода РТ-1, а также в соответствии с требованиями сборочного чертежа, для коррозионных исследований были подобраны следующие имитационные растворы с массовыми концентрациями химических веществ, приведёнными в таблице.

Таблица

Составы имитационных растворов греющей камеры для коррозионных испытаний сплава 46ХНМ

Маркировка раствора	Массовая концентрация компонентов С, г/дм^3	
	Азотная кислота (HNO_3)	Фторид-ион (F^-)
1	630,00	–
2	630,00	1,00
3	250,00	–
4	250,00	0,01

Коррозионные исследования образцов трубы из сплава 46ХНМ состояли из пяти циклов по пять часов со сменой раствора после каждого цикла. Испытания проводили в кипящих растворах. Образцы после каждого цикла промывали водопроводной, затем дистиллированной водой, высушивали, обезжиривали этиловым спиртом и взвешивали на аналитических весах. Для определения скорости коррозии образцов сплава 46ХНМ применяли гравиметрический (весовой) метод анализа.

По результатам интервальной оценки средняя скорость коррозии исследуемого сплава марки 46ХНМ в имитационных растворах составила: в растворе № 1 – 0,08 мм/год; в растворе № 2 – 1,37 мм/год; в растворе № 3 – 0,03 мм/год; в растворе № 4 – 0,03 мм/год. Наименьшую коррозионную стойкость (1,37 мм/год) сплав 46ХНМ проявил в растворе № 2, связанную с высоким содержанием фторид-иона в имитационном растворе (1 г/дм^3), а также со сниженным содержанием хрома в образцах труб плавки 183493 из сплава 46ХНМ (42,09 %).

ГАЛЛИЙ. РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ВЫПОЛНЕНИЯ ИЗМЕРЕНИЙ МАССОВОЙ ДОЛИ ГАЛЛИЯ МЕТОДОМ АТОМНО-ЭМИССИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ

Гурова М.Э., Шабуров С.Ю., Литвинова М.А.
ФГУП «ПО «Маяк», Челябинская обл., г. Озерск,
e-mail: cpl@po-mayak.ru

На ФГУП «ПО «Маяк» впервые разработана и аттестована методика выполнения измерений массовой доли (далее – МД) галлия в технологическом продукте методом атомно-эмиссионной спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой (далее – АЭС-ИСП). До недавнего времени контроль продукции в соответствии с нормативной документации на определение МД галлия проводили спектрографическим методом в тлеющем разряде с фотоэлектрической регистрацией с погрешностью измерений более 20 %.

Целью исследований являлся поиск более современного метода элементного анализа и переход контроля качества выпускаемой продукции на новый метод, в качестве которого был выбран метод АЭС-ИСП. Определение МД галлия методом АЭС-ИСП основано на измерении интенсивности излучения (эмиссии) возбужденных в разряде аргоновой плазмы атомов и ионов галлия.

С помощью выбранного метода АЭС-ИСП проведены исследования образцов, изготовленных из технологического продукта. Для отделения основного матричного элемента продукта от определяемого галлия проводили его экстракцию. Полученную пробу анализировали без матричного элемента.

В процессе исследований подобран наиболее удачный режим работы плазмы и с помощью программного обеспечения прибора создан метод, способный быстро и качественно провести анализ, получить данные с достаточной степенью надежности.

По результатам проведённых исследований доверительные границы суммарной погрешности методики выполнения измерений МД галлия составили 10 %.

В сравнении со спектрографическим методом анализа АЭС-ИСП более экспрессный анализ, имеющий более низкие пределы обнаружения и меньшую погрешность измерений.

Данный метод хорошо подходит для конкретных задач элементного анализа. Метод АЭС-ИСП более современный, удобный, функциональный, позволяет проще и быстрее получать результаты измерений.

АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ МЕТОДЫ КОНТРОЛЯ СОДЕРЖАНИЯ ФТОРА И ХЛОРА В ПОРОШКЕ ЦИРКОНИЯ НАТРИЕТЕРМИЧЕСКОМ (ПЦРН)

Раскина Л.В., Варкентин Н.Я., Бортникова У.В.
АО «Чепецкий механический завод», 427 622 Российская Федерация, Удмуртская Республика, г. Глазов, ул. Белова, д.7

В АО «Чепецкий механический завод» проведен комплекс научно-исследовательских работ по получению натриетермического порошка циркония, который широко применяется в военной отрасли при изготовлении малогазовых составов (МГС).

Методом натриетермического восстановления из фторцирконата калия производства АО ЧМЗ, с последующей обработкой реакционной массы получен образец мелкодисперсного порошка циркония натриетермического, который соответствует марке ПЦрН-Б ТУ 48-4-376-76. В качестве исходных материалов использовались кристаллы ФЦК марки А, ТУ 95 2780-2001, кристаллы ФЦК из маточных растворов перекристаллизации и хлорид натрия ГОСТ Р 51574-2018, в качестве металла-восстановителя применялся металлический натрий по ГОСТ 3273-75.

ТУ 48-4-376-76 регламентирует нормативы содержания фтора (не более 0,01%) и хлора (не более 0,003%) в натриетермическом порошке циркония следующими методами контроля:

- титриметрический метод определения содержания фтора (водорастворимого), основанный на способности фторид-ионов образовывать в слабокислой среде (pH 3,5) устойчивого комплексного соединения с торием;
- визуальный метод определения содержания хлора (водорастворимого), основанный на реакции взаимодействия ионов серебра с хлорид-ионами в нейтральной среде с образованием белого осадка.

В связи с тем, что существуют сложности в работе с таким реактивом как торий азотнокислый, применяемым для контроля содержаний фтора и неточностью визуального метода при контроле хлора, то необходима разработка альтернативных методов контроля данных показателей. Практические исследования в водной вытяжке по контролю содержания фтора проводились потенциометрическим методом с ионоселективным электродом в диапазоне концентраций от 0,1 до 190 мг/дм^3 и ионохроматографическим методом в диапазоне концентраций от 5 до 1000 мкг/дм^3. Контроль содержания хлора исследовался фотометрическим методом в диапазоне концентраций от 5 до 50 мкг/дм^3 и ионохроматографическим методом в диапазоне концентраций от 5 до 1000 мкг/дм^3.

На опытных образцах ПЦрН получена статистика содержаний фтора и хлора, проведен сравнительный анализ результатов измерений содержаний фтора и хлора различными методами. Проведенный анализ показал сопоставимость результатов измерений фтора (водорастворимого) ионохроматографическим и потенциометрическим с фтор-селективным электродом методами, хлора (водорастворимого) - ионохроматографическим и фотометрическим методами.

Проведенные исследования и испытания новых методов контроля показали возможность их использования в качестве альтернативных методов при анализе содержания фтора (водорастворимого) и хлора (водорастворимого) в натриетермическом порошке циркония ТУ 48-4-376-76.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ РАДИАЦИОННО-СТОЙКОГО ГРАДИЕНТНОГО ОПТИЧЕСКОГО ВОЛОКНА НА ОСНОВЕ ГАЛОГЕНИДОВ ТАЛЛИЯ

Демина А.Ю., Кузнецов М.С., Зараменских К.С.,
Полякова Г.В., Морозов М.В., Пилюшко С.М.
АО «Государственный научно-исследовательский и проектный институт редкометаллической промышленности «Гиредмет», Москва,
AYDemina@rosatom.ru

В настоящее время интерес к радиационно-стойкому оптоволокну обусловлен применением как в естественных условиях, например, в космических применениях, так и в искусственных – установках термоядерного синтеза, атомных электростанциях, системах неразрушающего контроля технологических отложений, характеризации и учете ядерных материалов, обращении с ОЯТ и РАО, а также необходимостью надежной передачи данных в этих условиях, в том числе в инфракрасном диапазоне.

Известно об ухудшении передачи оптического сигнала используемыми кварцевыми волокнами при облучении [1, 2]. Под радиационным воздействием происходит разрушение химических связей и возникновение центров окраски, что приводит к поглощению излучения и дополнительным потерям. Использование световодов на основе галогенидов таллия, имеющих высокую радиационную стойкость [3] и прозрачных в диапазоне 0,4-40 мкм, может улучшить характеристики зондовых приборов, применяемых в средах с высоким уровнем ионизирующего излучения.

В настоящей работе приводятся сведения о получении кристаллов галогенидов таллия с градиентом показателя преломления (ПП) по диаметру, пригодных для прямого использования в оптических системах, работающих в условиях повышенного радиационного фона, в качестве плоских линз, а также экструзии градиентного оптического волокна из них.

Оптимизированы процессы граданирования кристаллов составов TlCl, TlBr, КРС-5, КРС-6. Достигнут перепад ПП 0,16 (для плоских образцов). Применяя метод твердотельной интердиффузии, получены кристаллы как с увеличивающимся ПП к центру, так и с уменьшающимся, что соответствует рассеивающей и фокусирующей линзам. Установлено, что при граданировании не образуются дополнительные структурные дефекты, увеличивающие коэффициент поглощения. Опробована экструзия оптического волокна из градиентных кристаллов и получены образцы градиентных световодов диаметром 1 мм. Показано, что после экструзии сохраняется профиль распределения элементов по диаметру и, соответственно, профиль ПП.

Список использованной литературы:

1. Friebele E. J. Optical fiber waveguides in radiation environments // Opt. Eng. 1979. 186552.

2. Golob J. E., Lyons P. B., Looney L. D. Transient radiation effects in low-loss optical waveguides // IEEE Trans. Nucl. Sci. 1977. N. 24. P. 2164–2168.

3. Artyushenko V.G., Voitsekhovskii V.V., Kornienko L.S. et al. Effect of Ionizing Radiation on Optical Properties of Thallium Halides in the 0.36 to 15 pm Range // Physica status solidi (a). 1984. Vol. 8. N. 1. P. 167-171.

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ КЛТ-40С ПРИ ДОБАВКЕ BeO В ТОПЛИВНЫЙ КОМПОЗИТ

Зорькин А.И.
Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050
E-mail: aiz4@tpu.ru

На сегодняшний день вопрос обеспечения автономными источниками энергии труднодоступных регионов, стоит очень остро. Уже сейчас мировая экономика нуждается в современных автономных, надежных, экологически безопасных и экономически эффективных источниках энергии. В качестве таких источников востребованы атомные установки малой мощности (АСММ). Возможные области применения таких установок и спектр их предназначения достаточно широки. Они, в частности, могут быть использованы как объекты локальной энергетики для энергоснабжения удаленных слаборазвитых в социальном и экономическом плане регионах [1-3].

Одна из таких станций уже реализована в г. Певек Чукотского автономного округа. Данная АСММ представляет собой плавучую атомную электростанцию (ПАТЭС) с легководным реактором КЛТ-40С, включающую в себя два энергоблока номинальной электрической мощностью по 35 МВт каждый. Топливом в реакторе является диоксид урана в силуминовой матрице.

В данной работе предложен и выполнен нейтронно-физический расчет активной зоны реактора с топливным составом, включающим в себя добавку в виде оксида бериллия при различных соотношениях с топливом.

Список использованной литературы:

1.Zhou W.V., Liu R.S, Revankar T.S. Fabrication methods and thermal hydraulics analysis of enhanced thermal conductivity UO2-BeO fuel in light water reactor // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – p. 1-9.

2.Zhou W.V., Liu R.S, Chan P.K. Fully coupled multiphysics modeling of enhanced thermal conductivity UO2-BeO fuel in light water reactor// Nuclear Engineering and Design. – 2015. – p. 511-523.

3.Zhou W.V., Liu R.S, Mehrdad S.B. Microstructure Based Thermal Conductivity and Thermal Behavior Modeling of Nuclear Fuel UO2-BeO // Heat Transfer Engineering. – 2017. – p. 1-53.

ЭЛЕКТРОДУГОВОЙ СИНТЕЗ ПОРОШКОВ НА ОСНОВЕ КАРБИДА КРЕМНИЯ

Стовпец Д.Е.
Томский политехнический университет, Томск, des30@tpu.ru

Карбид кремния (SiC) является материалом с уникальными химическими и физическими свойствами, такими как высокая твердость при относительно невысокой плотности, коррозийная стойкость и радиационная стойкость; также материалы на основе карбида кремния характеризуются высокими теплопроводностью и электропроводимостью [1]. Такой набор свойств определяет обширные возможности применения материалов на основе карбида кремния в ядерной энергетике; кроме того, SiC может быть использован в аэрокосмической отрасли, электронике и электротехнике и многих других отраслях промышленности. Основным методом синтеза SiC является карботермическое восстановление. Для синтеза SiC данным методом и другими подходами необходимо создавать предотвращающие окисление продуктов синтеза (вакуум, инертная среда). В настоящей работе рассмотрен подход синтеза SiC в атмосферной плазме дугового разряда постоянного тока. Основным преимуществом данного способа является его реализация в воздушной среде. В ходе исследования произведён синтез SiC с помощью электродугового реактора постоянного тока, произведена рентгеновская дифрактометрия, для очистки продукта от избытка углерода проведён термический анализ, проведена растровая электронная микроскопия.

Серия экспериментов проводилась на лабораторном электродуговом реакторе постоянного тока [2]. Перед началом каждого эксперимента в графитовый тигель помещалась смесь порошков Si и C в эквимолярном соотношении. Рабочий цикл реализовывался в ходе горения дугового разряда постоянного тока в полости графитового катода. Сила тока поддерживалась постоянной; время процесса изменялось и составляло, как правило, несколько секунд. Синтезированный продукт собирался со дна и стенок тигля.

В процессе экспериментальных исследований были получены данные, показывающие возможность получения кубической фазы карбида кремния оригинальным электродуговым методом в открытой воздушной среде. При этом в продукте синтеза помимо карбида кремния присутствуют графит, от которого в процессе термического воздействия был отчищен продукт. Повышение выхода искомой фазы карбида кремния является предметом дальнейших исследований.

Список использованной литературы:

[1] The mechanical, thermophysical and electromagnetic properties of UD SiCf/SiC composites in different directions / N. Li, Y. Wei, F. Ye, L. Cheng, J. Zhou, S. Yang, Q. Zhang, L. Zhang

[2] Cubic SiC nanowire synthesis by DC arc discharge under ambient air conditions / A. Pak, A. Ivashutenko, A. Zakharova, Y. Vassilyeva

СТОЙКОСТЬ ЛАЗЕРНЫХ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ИЗ СПЛАВА Э110 К ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМУ ОКИСЛЕНИЮ

Д.А. Ашихмин*, С.Н. Кутылев, М.Э. Фишер, К.С. Гусев, Е.Б. Кашкаров, Д.В. Сиделёв
Томский политехнический университет, г. Томск, daa39@tpu.ru

Циркониевые сплавы используются в качестве основного конструкционного материала тепловыделяющих сборок ядерных реакторов благодаря их высокой радиационной стойкости, стойкости к окислению при нормальных условиях эксплуатации (360 °C, 18,6 МПа). Однако в условиях аварии возможен нагрев активной зоны реактора, ввиду чего может происходить окисление и последующее разрушение ответственных элементов, выполненных из Zr сплавов. Особое внимание следует уделить сварным соединениям, т.к. процесс их окисления проходит с большей скоростью [1]. Цель настоящей работы состоит в изучении стойкости к окислению лазерных швов.

Для защиты сварных соединений от окисления было выполнено осаждение Cr покрытий с помощью магнетронного распыления. Далее образцы были окислены на воздухе при температуре 1100 °C в течение 2, 10, 30, 45, 60 и 90 минут. На основе измеренных значений массы до и после окисления был определён коррозионный привес образцов, получены оптические изображения микроструктуры образцов после их окисления (рис. 1). Показано, что Cr покрытие значительно повышает стойкость лазерных сварных соединений из циркониевых сплавов к высокотемпературному окислению в течение не менее 60 минут.

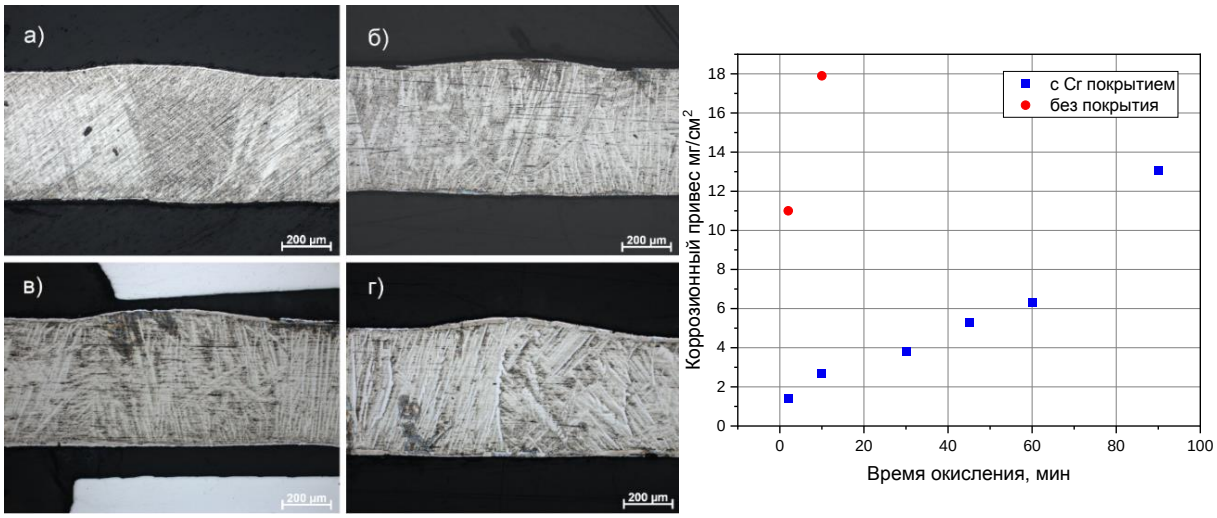


Рисунок 1. (слева) Оптические изображения микроструктуры поперечного сечения лазерных швов с Cr покрытием после окисления в течение 30 (а), 45 (б), 60 (в) и 90 мин (г). (справа) Зависимость коррозионного привеса лазерных швов с Cr покрытием от времени их окисления.

Список использованной литературы:

1. D.V. Sidelev, E.B. Kashkarov, V.A. Grudinin, M.G. Krinitcyn, High-temperature oxidation of Cr-coated laser beam welds made from E110 zirconium alloy, Corrosion Science, Volume 195, 2022.

ВЛИЯНИЕ СКОРОСТИ ОСАЖДЕНИЯ ХРОМОВЫХ ПОКРЫТИЙ НА ИХ СТРУКТУРУ И СТОЙКОСТЬ К ОКИСЛЕНИЮ

К.А. Зиньковский*, Д.В. Сиделёв
Томский политехнический университет, г. Томск, kaz10@tpu.ru

Настоящая работа направлена на установление зависимости влияния толщины хромовых покрытий на стойкость циркониевого сплава Э110 к окислению (рис. 1). Получены данные о влиянии толщины Cr покрытий на их кристаллическую и микроструктуру, стойкость к окислению циркониевого сплава с Cr покрытием на воздухе при температуре изотермического окисления 1100 °C.

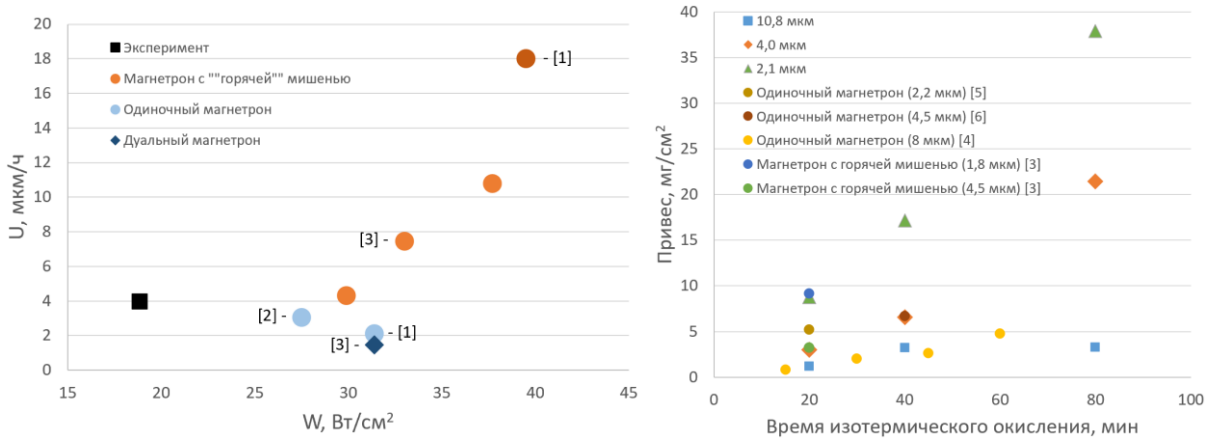


Рисунок 1. **(слева)** Зависимость скорости осаждения Cr покрытий от плотности мощности распыления; **(справа)** кинетика окисления на воздухе (1100 °C) Zr сплава с Cr покрытиями различной толщины.

Исследование выполнено в рамках выполнения гранта Президента РФ (проект № МК-3570.2022.4).

Список использованной литературы:

1. E. B. Kashkarov, D. V. Sidelev, N. S. Pushilina, J. Yang, C. Tang, M. Steinbrueck, Influence of coating parameters on oxidation behavior of Cr-coated zirconium alloy for accident tolerant fuel claddings, Corrosion Science (2022) 110359.

2. D. V. Sidelev, G.A. Bleykher, M. Bestetti, V.P. Krivobokov, A. Vicenzo, S. Franz, M.F. Brunella, A comparative study on the properties of chromium coatings deposited by magnetron sputtering with hot and cooled target, Vacuum 143 (2017) 479-485.

3. E. B. Kashkarov, D. V. Sidelev, D. V., M. Rombaeva, M.S. Syrtanov, G.A. Bleykher, Chromium coatings deposited by cooled and hot target magnetron sputtering for accident tolerant nuclear fuel claddings, Surface and Coatings Technology 389 (2020) 125618.

4. M.S. Syrtanov, E.B. Kashkarov, A.V. Abdulmenova, D.V. Sidelev, High-temperature oxidation of Zr1Nb zirconium alloy with protective Cr/Mo coating, Surface and Coatings Technology 439 (2022) 128459.

5. D.V. Sidelev, E.B. Kashkarov, M.S. Syrtanov, V.P. Krivobokov, Nickel-chromium (Ni–Cr) coatings deposited by magnetron sputtering for accident tolerant nuclear fuel claddings, Surface and Coatings Technology 369 (2019) 69-78.

6. D.V. Sidelev, C. Poltronieri, M. Bestetti, M. G. Krinitcyn, V.A. Grudinin, E.B. Kashkarov, A comparative study on high-temperature air oxidation of Cr-coated E110 zirconium alloy deposited by magnetron sputtering and electroplating, Surface and Coatings Technology (2022) 128134.

ЗАЩИТНЫЕ МНОГОСЛОЙНЫЕ ПОКРЫТИЯ НА ОСНОВЕ ХРОМА ДЛЯ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

Сиделёв Д.В., Ручкин С.Е*
Томский политехнический университет, Томск, ser2@tpu.ru

Хромовое покрытие – наиболее вероятный кандидат для защиты Zr плавов, используемых в качестве материала оболочки тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) ядерных реакторов. Выбор хрома обусловлен его высокой коррозионной стойкостью, хорошей адгезии к Zr сплавам. Однако, при высоких температурах значительно возрастает коэффициент диффузии хрома в цирконии. Формируется интерметаллидный слой β-Zr+$ZrCr_2$, который имеет эвтектическое превращение при ~1332 °C. Поэтому при высоких температурах Cr покрытие теряет свои защитные свойства. Для решения данной проблемы необходимо разработать новую структуру покрытия с оптимальным элементным и фазовым составом с целью повышения коррозионной стойкости, трещиностойкости и износостойкости Zr сплава в штатных условиях эксплуатации и при возможных аварийных условиях. Перспективным для этого может быть использование барьерных слоёв на основе ZrO_2 и CrN, т.к. они могут существенно замедлять диффузию между хромом и цирконием, имеют схожие коэффициенты температурного расширения с Cr и Zr. Однако толстые керамические покрытия имеют склонность к термоудару при высоких скоростях нагрева. Поэтому может быть использована многослойная структура, которая будет состоять из чередующихся керамических и металлических слоёв.

В работе было выполнено нанесение Cr покрытий с барьерными слоями ZrO_2/Cr и CrN/Cr методом магнетронного распыления. При проведении высокотемпературных испытаний (1100 °C) по окислению образцов на воздухе были обнаружены меньшие значения привесов чем для образцов с Cr покрытием. Что свидетельствовало о замедлении взаимной диффузии Cr-Zr благодаря применению барьерных слоёв (рис. 1).

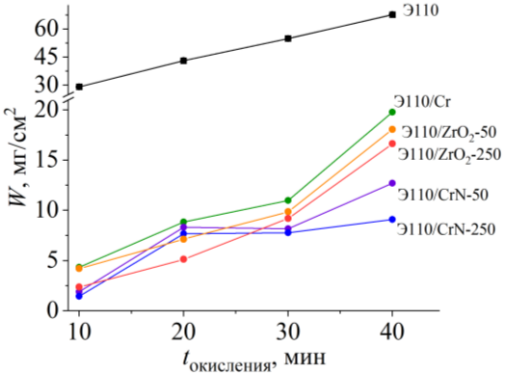


Рисунок 1 – Удельный привес образцов после высокотемпературного окисления.

Дополнительно будут представлены результаты высокотемпературного окисления в потоке водяного пара, имитирующее аварию с потерей теплоносителя при 1200-1400 °C, испытаний по термоциклированию (среда – воздух, температура - 1000 °C).

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ и Госкорпорации «Росатом» в рамках научного проекта 20-21-00037.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ КАМПАНИИ ТОПЛИВА ДЛЯ МАЛЫХ МОДУЛЬНЫХ РЕАКТОРОВ НА ПРИМЕРЕ КЛТ-40С

С.В. Белявский
Национальный Исследовательский Томский Политехнический Университет, г.Томск,
email: svb28@tpu.ru

Одно из перспективных направлений для использования малых модульных реакторов – это децентрализованное энергообеспечение удаленных регионов. Следовательно, необходимо обеспечить максимальную длительность кампании ядерного топлива, чтобы снизить необходимость в частой доставке свежего топлива. В предыдущих работах проведен многогрупповой расчёт гомогенизированной активной зоны КЛТ-40С [1] в качестве первого приближения и показано, что переход на топливную композицию Th^{232}-U^{233} с последующим увеличением внешнего диаметра твэла позволяет значительно увеличить кампанию ядерного топлива.

В данной работе проведено моделирование кампании топлива малого модульного реактора КЛТ-40С при помощи пакета программ MCU-PTR [3]. Так, при помощи MCU Office воссоздана детальная геометрия тепловыделяющей сборки. На данном этапе активная зона была заменена бесконечной решеткой ТВС с имитацией конечной активной зоны путём указания геометрического баклинга, полученного ранее с помощью многогруппового расчёта. Плотность выгорающего поглотителя (Gd) подбиралась таким образом, чтобы k_{eff} на протяжении кампании оставался выше 1. В работе варьировались топливные композиции, а также внешний диаметр твэла. Так, максимальное значение кампании топлива для стандартной топливной композиции получено при проектном диаметре 6,2 мм.

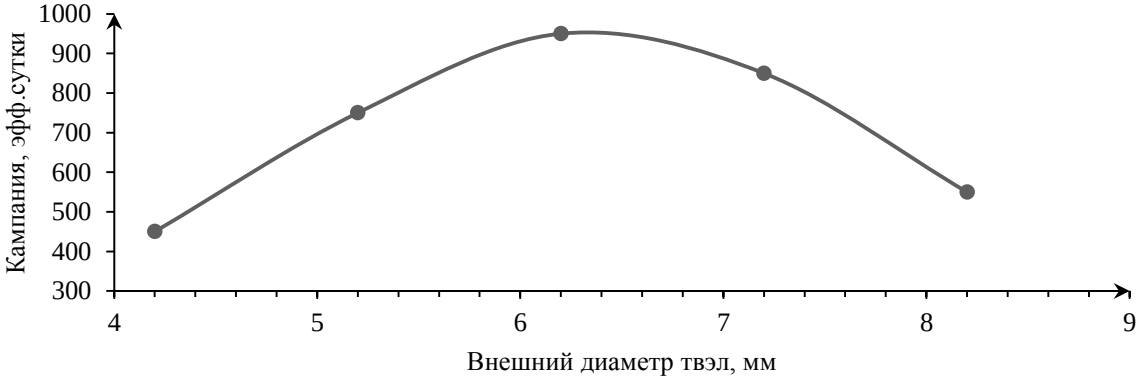


Рисунок 1 – Зависимость длительности кампании стандартной топливной композиции от внешнего диаметра твэл

Список использованной литературы:

1. Beliavskii S. V. et al. Effect of fuel nuclide composition on the fuel lifetime of reactor KLT-40S //Nuclear Engineering and Design. – 2020. – Т. 360. – С. 110524.

2. Алексеев Н. И. и др. Программа MCU-PTR для прецизионных расчетов исследовательских реакторов бассейнового и бакового типов //Атомная энергия. – 2010. – Т. 109. – №. 3. – С. 123-129.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАНОВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Беляков Д.М., Головков Н.И., Каренгин А.А.
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: dmb8@tpu.ru

Используемое ядерное топливо из диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, имеет недостаток – низкую теплопроводность [1]. В аварийных ситуациях без охлаждения это приводит к повышению температуры, развитию паро-циркониевой реакции и разрушению оболочек твэлов. Решением этой проблемы является создание устойчивого к аварийным ситуациям ATF-топлива (Accident tolerant fuel), в котором включения из делящегося материала равномерно распределены в матрице, имеющей высокую теплопроводность и малое поперечное сечение захвата тепловых нейтронов. Применяемые методы раздельного получения и механического смешения многостадийны, продолжительны, не обеспечивает требуемый состав и равномерное распределение фаз. Предлагается синтез топливных оксидных композиций (ТОК) в воздушно-плазменном потоке из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны) и имеющих адиабатическую температуру горения не менее 1500 К [2].

В работе представлены результаты экспериментальных исследований процесса плазмохимического синтеза ТОК из водно-органических нитратных растворов неодима (вместо урана) и магния. Подготовленные растворы поступали с расходом 300 л/ч в диспергатор и далее в реактор, где в воздушно-плазменном потоке осуществлялся синтез оксидных композиций «оксид неодима – оксид магния» при температуре 1373±50 К. Далее пыле-парогазовая смесь поступала в узел «мокрой» очистки отходящих газов с получением водных суспензий, которые отстаивали, полученные осадки отделяли, фильтровали, прокаливали в течение 30 минут при температуре 423 К и передавали на исследование их свойств. Показано, что плазменная переработка растворов ВОНР приводит к образованию оксидных композиций «Nd_2O_3–MgO», в которых увеличение массовой доли MgO с 5 до 50 % ведет к снижению размера частиц в водных суспензиях с 13,2 до 4,7 мкм, увеличению удельной поверхности порошков с 7,9 до 16,2 $м^2/г$ и снижению размера кристаллитов в их составе с 94 до 52 нм.

Результаты исследований могут быть использованы при создании технологии плазмохимического синтеза наноструктурных ТОК для уранового ATF-топлива.

Список использованной литературы:

1. *Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. М.: Техносфера, 2015.– 248 с.*

2. *Karengin A.G., Karengin A.A., Novoselov I.Y., Tikhonov A.E. // Investigation of plasmachemical synthesis of oxide compositions for plutonium-thorium dispersion nuclear fuel // Journal of Physics: Conference Series. 2021. – Vol. 1989, – Article number 012005.– P. 1-5.*

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ПЛУТОНИЙ-ТОРИЕВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Иванов К.С., Каренгин А.Г.
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: ksi5@tpu.ru

Применение изотопов торий-232 и плутоний-239 не потребует дорогостоящего изотопного обогащения и даст возможность создания ядерных энергетических установок, использующих смешанное оксидное плутоний-ториевое ядерное топливо, у которого есть недостаток – низкая теплопроводность [1]. Методы раздельного получения и механического смешения топливных оксидных композиций (ТОК) многостадийны, продолжительны, не обеспечивает требуемый состав и равномерное распределение фаз. Предлагается синтез ТОК для плутоний-ториевого толерантного топлива (Accident tolerant fuel) в воздушно-плазменном потоке из диспергированных водно-органических нитратных растворов с адиабатической температурой горения не менее 1500 К [2].

В работе представлены результаты экспериментальных исследований процесса плазмохимического синтеза ТОК из водно-органических нитратных растворов самария (вместо плутония), церия (вместо тория) и магния. Подготовленные растворы поступали с расходом 300 л/ч в диспергатор и далее в реактор, где в воздушно-плазменном потоке осуществлялся синтез оксидных композиций «оксид самария–оксид церия–оксид магния» при температуре 1373±50 К. Далее пыле-парогазовая смесь поступала в узел «мокрой» очистки отходящих газов с получением водных суспензий, которые отстаивали, полученные осадки отделяли, фильтровали, прокаливали в течение 30 минут при температуре 423 К и передавали на исследование их свойств.

Показано, что при $\alpha=Sm_2O_3/(Sm_2O_3+Ce_2O_3)=0,1$, плазменная переработка растворов ВОНР приводит к образованию ОК «Sm_2O_3–Ce_2O_3–MgO», в которых увеличение доли MgO с 5 до 30 % ведет к снижению размера частиц в водных суспензиях с 9,9 до 7,4 мкм, увеличению удельной поверхности порошков ($S_{уд}$) с 7,9 до 14,1 м^2/г и снижению размера кристаллитов в их составе со 110 до 67 нм. Плазменная переработка растворов при $\alpha = 0,3$ приводит к образованию ОК «Sm_2O_3–Ce_2O_3–MgO», в которых увеличение массовой доли MgO с 5 до 30 % ведет к снижению размера частиц в водных суспензиях с 5,9 до 4,9 мкм, увеличению $S_{уд}$ с 15,2 до 16,2 м^2/г.

Результаты исследований могут быть использованы при создании технологии плазмохимического синтеза наноструктурных ТОК для уран-ториевого ATF-топлива.

Список использованной литературы:

3. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.

4. Ivan Yu. Novoselov, Alexander G. Karengin, Renat G. Babaev. Simulation of Uranium and Plutonium Oxides Compounds Obtained in Plasma // AIP Conference Proceedings. – 2018. – Vol. 1938, Article number 020016. – P. 1-5.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАН-ТОРИЕВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Тихонов А.Е., Новоселов И.Ю., Зубов В.В.
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: aet13@tpu.ru

Перспективным является применение смешанного оксидного уран-ториевого топлива для создания сверхмалых и малых энергетических установок для удаленных и труднодоступных регионов [1], у которого есть недостаток – низкая теплопроводность. Применяемые методы раздельного получения и механического смешения топливных оксидных композиций (ТОК) многостадийны, продолжительны, не обеспечивает требуемый состав и равномерное распределение фаз. Предлагается синтез ТОК для уран-ториевого толерантного топлива (Accident tolerant fuel) в воздушно-плазменном потоке из диспергированных водно-органических нитратных растворов, имеющих адиабатическую температуру горения около 1500 К [2].

В работе представлены результаты экспериментальных исследований процесса плазмохимического синтеза ТОК из водно-органических нитратных растворов неодима (вместо урана), церия (вместо тория) и магния. Подготовленные растворы поступали с расходом 300 л/ч в диспергатор и далее в реактор, где в воздушно-плазменном потоке осуществлялся синтез оксидных композиций «оксид неодима–оксид церия–оксид магния» при температуре 1373±50 К. Далее пыле-парогазовая смесь поступала в узел «мокрой» очистки отходящих газов с получением водных суспензий, которые отстаивали, полученные осадки отделяли, фильтровали, прокаливали в течение 30 минут при температуре 423 К и передавали на исследование их свойств.

Показано, что при $\alpha = Nd_2O_3/(Nd_2O_3+Ce_2O_3) = 0,5$, плазменная переработка растворов ВОНР приводит к образованию ОК «Nd_2O_3–Ce_2O_3–MgO», в которых увеличение массовой доли MgO с 5 до 30 % ведет к уменьшению размера частиц в водных суспензиях с 9,8 до 9,3 мкм, увеличению удельной поверхности порошков ($S_{уд}$) с 13,1 до 16,4 м^2/г и снижению размера кристаллитов в их составе с 68 до 65 нм. Плазменная переработка растворов ВОНР (при $\alpha = 0,7$) приводит к образованию ОК «Nd_2O_3–Ce_2O_3–MgO», в которых увеличение массовой доли MgO с 5 до 30 % ведет к снижению размера частиц в водных суспензиях с 9,3 до 8,1 мкм, увеличению $S_{уд}$ с 13,9 до 16,8 м^2/г и снижению размера кристаллитов в их составе с 69 до 58 нм.

Результаты исследований могут быть использованы при создании технологии плазмохимического синтеза наноструктурных ТОК для уран-ториевого ATF-топлива.

Список использованной литературы:

5. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с..

6. Karengin A.G., Karengin A.A., Novoselov I.Yu., Tikhonov A.E. Investigation of plasmachemical synthesis of oxide compositions for plutonium-thorium dispersion nuclear fuel // Journal of Physics: Conference Series. – 2021. – Vol. 1989. – P. 1-5.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Расторгуев В.И., Новоселов И.Ю., Каренгин А.Г.
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: vir12@tpu.ru

Традиционное ядерное топливо из диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, имеет низкую теплопроводность, высокую хрупкость и склонность к растрескиванию, короткий цикл использования (3-5 лет), ограниченный ресурс по изотопу уран-235. Перспективным является уран-плутониевое дисперсионное ядерное топливо в виде топливных оксидных композиций (ТОК), включающих оксиды делящихся металлов (уран, плутоний), равномерно распределенных в оксидной матрице, имеющей высокую теплопроводность и малое поперечное сечение захвата нейтронов [1]. Применяемые методы получения ТОК многостадийны, продолжительны, требуют значительных энергозатрат и не обеспечивают равномерное распределение и необходимый состав фаз. Применение плазмохимического синтеза ТОК из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны) и имеющих адиабатическую температуру горения не менее 1500 К, обеспечивает одностадийность, высокую скорость, равномерное распределение и требуемый состав фаз [2].

В работе представлены результаты экспериментальных исследований процесса плазмохимического синтеза ТОК из водно-органических нитратных растворов неодима (вместо урана), самария (вместо плутония) и магния. Подготовленные растворы поступали с расходом 300 л/ч в диспергатор и далее в реактор, где в воздушно-плазменном потоке осуществлялся синтез оксидных композиций «оксид неодима – оксид магния» при температуре 1373±50 К. Далее пыле-парогазовая смесь поступала в узел «мокрой» очистки отходящих газов с получением водных суспензий, которые отстаивали, полученные осадки отделяли, фильтровали, прокаливали в течение 30 минут при температуре 423 К и передавали на исследование их свойств.

Показано, что при $\alpha = Sm_2O_3/(Sm_2O_3+Nd_2O_3) = 0,1$, плазменная переработка растворов ВОНР приводит к образованию ОК «Nd_2O_3–Sm_2O_3–MgO», в которых увеличение массовой доли MgO с 5 до 50 % ведет к снижению размера частиц в водных суспензиях с 13,5 до 4,3 мкм, увеличению удельной поверхности порошков ($S_{уд}$) с 10,4 до 21,0 м^2/г и снижению размера кристаллитов в их составе с 79 до 38 нм. Плазменная переработка растворов ВОНР (при $\alpha = 0,2$) приводит к образованию ОК «Nd_2O_3–Sm_2O_3–MgO», в которых увеличение массовой доли MgO с 5 до 50 % ведет к снижению размера частиц в водных суспензиях с 12,9 до 5,3 мкм, увеличению $S_{уд}$ с 10,0 до 12,6 м^2/г и снижению размера кристаллитов в их составе с 79 до 59 нм.

Результаты исследований могут быть использованы при создании технологии плазмохимического синтеза наноструктурных ТОК для уран-плутониевого ATF-топлива.

Список использованной литературы:

7. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.

8. Karengin A.G., Karengin A.A., Novoselov I.Yu., Tikhonov A.E. Investigation of plasmachemical synthesis of oxide compositions for plutonium-thorium dispersion nuclear fuel // Journal of Physics: Conference Series. – 2021. – Vol. 1989. – P. 1-5.

СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ

Секция №2 «Обращение с ОЯТ и РАО в ЗЯТЦ и вывод из эксплуатации ЯРОО»

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИНИДОВ И ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ПРИ ШЛАКОВОМ ПЕРЕПЛАВЕ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОТРАБОТАВШЕЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ ВВЭР-1000

Будин О.Н., Кузнецов И.В., Каленова М.Ю., Щепин А.С., Мельникова И.М.
АО «ВНИИХТ», г. Москва, e-mail: o.n.budin@gmail.com

Одним из перспективных способов обращения с металлическими радиоактивными отходами является шлаковый переплав, обеспечивающий перевод радионуклидов в шлаковую фазу и максимально возможную компактизацию [1].

В работе показано распределение актинидов и продуктов деления (ПД) в металлической, шлаковой и газовой фазах при взаимодействии конструкционных материалов (КМ) отработавшей тепловыделяющей сборки (ОТВС) (82,2 мас. % Э110 – 17,8 мас.% 12Х18Н10Т) с флюсами состава, мас. %: 26,2 CaO – 16,6 MgO – 57,2 Al_2O_3 и 54,8 CaF_2 – 45,2 MgF_2, в интервале температур 1000-2000°С. Проведено термодинамическое моделирование (ТД) процесса шлакового переплава в среде аргона для установления поведения U и Pu, подлежащих возврату в ЯТЦ, и Cs, являющегося основным дозообразующим элементом оболочек твэлов.

Экспериментальная проверка ТД расчетов выполнена в вакуумной печи «Вега-31». Имитатор КМ ОТВС, флюс и U_3O_8 загружались в тигли из оксида циркония. Оксид урана использовался для моделирования актинидов и ПД. Такой подход обусловлен крайне низким (менее 10^{-4} % от массы металла) содержанием остальных актинидов и ПД, находящегося ниже предела обнаружения аналитических приборов. Количество сплава в каждом из экспериментов 5 – 6 г, флюса – 10 % от массы металла, U_3O_8 – 0,02 % от массы металла. Температура процесса и выдержка составляли 1900 °С и 60 мин соответственно.

На основе результатов ТД выявлено, что до 35 мас. % урана ассимилируется в шлаке в форме UO и UO_2. Плутоний в шлаковой фазе представлен в виде PuO, $PuO_{1,61}$, $(Ca_{0,8}Pu_{0,2})TiO_3$ и извлекается до 68 мас. %. Остальная часть актинидов равномерно распределяется по слитку, выполняющему роль консервирующей матрицы для долговременного хранения. Цезий возгоняется в элементарном виде до 90,4 мас. %.

При изучении взаимодействия фторидного флюса с КМ ОТВС установлено, что уран полностью концентрируется в металлической фазе. Плутоний частично остается в металле в элементарном виде (76,25 мас. %), остальная часть извлекается в шлаковую фазу в форме PuOF и PuF_3. Аналогичное поведение наблюдается и для цезия, до 0,69 мас. % распределяется по металлическому слитку, в шлаке цезий представлен в виде CsF_3 (до 3,5 мас. % при 2000°С), остальная часть возгоняется.

По результатам экспериментальной проверки установлено, что полученные данные практически коррелируют с расчетными (разница ± 3 мас. % в абсолютном выражении).

Список использованной литературы:

[1] Бычков С. И. и др. Регенерация металлических радиоактивных отходов радиохимических производств для целей повторного использования металлов и сплавов //Радиоактивные отходы. – 2021. – №. 2. – С. 33-38.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА НАПРАВЛЕННОЙ КРИСТАЛЛИЗАЦИИ ДЛЯ РЕГЕНЕРАЦИИ ИОННЫХ СРЕД ПИРОЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИХ ПЕРЕДЕЛОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Сапрыкин Р.В., Щепин А.С., Будин О.Н., Каленова М.Ю., Кузнецов И.В.
АО «ВНИИХТ», г. Москва, e-mail: romaj47j@gmail.com

Одним из наиболее вероятных нецелевых продуктов переработки ОЯТ быстрых реакторов, таких как БРЕСТ, БН или БР, будут являться отработавшие ионные среды пироэлектрохимических переделов на основе чистого LiCl и эвтектической системы 3LiCl-2KCl, насыщенные продуктами деления, представленными щелочными и щелочноземельными металлами (Cs, Rb, Sr, Ba). Для сокращения объёма солевых отходов, поступающих на остекловывание, предполагается осуществлять их регенерацию[1,2].

Для освоения технологии на площадке АО «ВНИИХТ» создан уникальный полномасштабный макет опытно-промышленной установки кристаллизационной очистки, с движением фронта кристаллизации от стенки аппарата к его оси. Ключевым элементом оборудования является кристаллизатор, представляющий собой емкость цилиндрической формы с реакционным объемом 20 л с принудительным двухканальным воздушным охлаждением, необходимая интенсивность которого диктуется требуемой скоростью снижения температуры боковой стенки и поддерживается автоматической системой управления технологическим процессом[3,4]. В результате испытаний подтверждена возможность поддержания равномерного движения фронта кристаллизации эвтектики 3LiCl-2KCl со скоростями 15 и 21 мм/час.

Также были определены скорости проведения вспомогательных операций: расплавление электролита 180 минут; перекачка электролита ~10 л/мин; слив электролита ~2,85 л/мин. Для загрузочного устройства и обогреваемого трубопровода определены невыдаваемые количества электролита ~1,23 и ~0,6 кг соответственно.

Мощность, подаваемая на вихревые воздуходувки, поддерживалась автоматически и не превышала 60 % от номинальной. Максимальный расход воздуха составлял 150 м^3/час на канал.

Список использованной литературы:

3. *Экспериментальная проверка очистки отработанного электролита от ЩМ и ЩЗМ методом направленной кристаллизации: отчет о НИР (заключительный) / АО «ВНИИХТ», рук. Каленова М.Ю., исполн. Кузнецов И.В., [и др.] – инв. № ТИ/5393. – М., 2018. – 115 с.*

4. *Оптимизация процесса очистки ионных сред пирохимической переработки СНУП ОЯТ от ЩМ, ЩЗМ методом направленной кристаллизации и определение коэффициентов очистки: отчет о НИР (заключительный) / АО «ВНИИХТ», рук. Каленова М.Ю., исполн. Кузнецов И.В., Будин О.Н. [и др.] – инв. № ТИ/5427. – М., 2019. – 55 с.*

5. *Расчетно-экспериментальное обоснование радиационно-эквивалентного удаления радиоактивных отходов пристанционного ядерного топливного цикла, разработка обеспечивающих технологий и оборудования. Этап 2020 года: отчет о НИОКР (промежуточный, этап 1) / АО «ВНИИХТ», рук. Каленова М.Ю., исполн. Кузнецов И.В., [и др.] – инв. № ТИ/5457. – М., 2020. – 508 с.*

6. *Расчетно-экспериментальное обоснование радиационно-эквивалентного удаления радиоактивных отходов пристанционного ядерного топливного цикла, разработка обеспечивающих технологий и оборудования. Этап 2020 года: отчет о НИОКР (промежуточный, этап 2) / АО «ВНИИХТ», рук. Каленова М.Ю., исполн. Кузнецов И.В. – инв. № ТИ/5461. – М., 2020. – 463 с.*

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА РЕЖИМА РАСТВОРЕНИЯ НЕОБЛУЧЁННЫХ ТАБЛЕТОК ИЗ ДИОКСИДОВ U-Pu-Np-Am

Архипова М.А. *[1], Филимонова Е.Д.*, Двоеглазов К.Н.*
* АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. ак. А.А. Бочвара», г. Москва
[1] MAArkhipova@bochvar.ru

В настоящей работе была проведена экспериментальная проверка режима растворения необлученных таблеток МОКС топлива, содержащих U, Pu, Np, Am. Целью работы являлся выбор оптимального режима растворения нового вида ядерного топлива, которое позволит дожигать минорные актиниды. Таблетки изготовлены в АО «ВНИИНМ» из индивидуальных диоксидов актинидов.

Для растворения таблетки разобрали на несколько партий. Были предложены два режима растворения: 1) в концентрированной азотной кислоте; 2) в концентрированной азотной кислоте в присутствии нитрата уранила. Подробные условия растворения приведены в таблице 1.

Таблица 1

Исходные условия для экспериментов по растворению

№	№ партии таблеток, особенности изготовления	Масса таблеток, г	$[HNO_3]$, моль/л	Объем среды, мл	[U], г/л	Наличие осадка в конце растворения
1	№1, давление на стадии прессования шашек – 2,1 т/м^2	4,5232	8,04	13	0	Осадок не обнаружен
2	№2, давление на стадии прессования шашек – 5,6 т/м^2	5,2797	8,04	13	0	Осадок не обнаружен
3	№1, давление на стадии прессования шашек – 2,1 т/м^2	4,9799	6,85	24	110	Осадок не обнаружен
4	№2, давление на стадии прессования шашек – 5,6 т/м^2	3,6825	6,85	23	110	Осадок не обнаружен

Растворение проводилось в конической колбе с подсоединенным к ней обратным холодильником с водяным охлаждением. В ходе растворения отбирали пробы раствора. После окончания растворения пробы раствора, разбавленные в 20 раз, анализировали спектрофотометрически. Анализ показал, что в полученных растворах нептуний находится в виде смеси валентных состояний Np(V, VI), а плутоний в виде Pu(IV, VI). Обнаружено, что при растворении увеличение концентрации актинидов происходит в течение первых 3 часов, далее концентрации остаются постоянными. Полнота растворения достигнута во всех экспериментах. Данные эксперименты подтверждают, что при смешении индивидуальных оксидов актинидов методом вихревого размола и дальнейшего спекания по технологии изготовления МОКС топлива получаются твердые растворы оксидов Pu, Np, Am в диоксиде урана.

Работа выполнена по проектному направлению «Сбалансированный ЯТЦ».

ВЫДЕЛЕНИЕ УРАНА ИЗ КАРБОНАТНЫХ РАСТВОРОВ ОКИСЛИТЕЛЬНОГО РАСТВОРЕНИЯ ОЯТ

И.А. Теплов[1,2], Н.М. Червяков[2], С.И. Степанов[2], А.В. Бояринцев[2]
[1] – Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени А.А. Бочвара
[2] – Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева, Москва
e-mail: IATeplov@bochvar.ru

Стадия окислительного растворения ОЯТ в карбонатных средах и прямого гидролитического осаждения урана(VI) являются частью водно-химического способа переработки ОЯТ – ОСКАР процесса.

Объектами исследования являются карбонатные и гидроксидные окислительные системы урана(IV) и урана(VI).

Целью работы является разработка и оптимизация стадии окислительного растворения оксидного уранового ОЯТ и стадии прямого гидролитического осаждения урана(VI) из карбонатных и щелочных растворов.

В работе показана возможность количественного растворения порошка U_3O_8 в растворах $NaOH$-H_2O_2, установлено, что после прекращения подачи H_2O_2 наблюдается существенное снижение концентрации урана(VI) в щелочном растворе, связанное с разрушением пероксо-гидроксидных анионных комплексов уранила, характеризующихся высокой растворимостью в водных растворах гидроксида натрия. Такие комплексы быстро разлагаются в результате щелочного гидролиза с образованием малорастворимых полиуранатов сложного состава.

Щелочные урансодержащие растворы в процессе окислительного растворения в щелочной среде были окрашены в оранжевый цвет. Спектры поглощения таких растворов характеризуются сплошной областью поглощения в области длин волн от 300-450 нм. Это подтверждает образование смешанных пероксо-гидроксидных соединений U(VI)

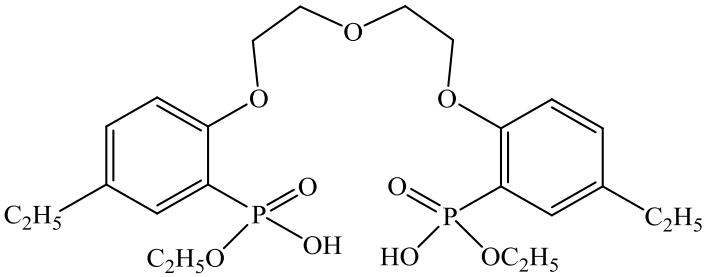
Полученные в результате выполнения работы новые данные, являются важными и вносят существенный вклад в разработку общей схемы переработки оксидного уранового и смешанного уран-плутониевого оксидного ОЯТ в карбонатных средах в новой альтернативной водно-химической технологии КАРБЭКС и ОСКАР процесса.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РНФ № 20-63-46006.

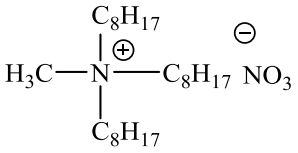
ЭКСТРАКЦИОННОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ УРАНА, ТОРИЯ И РЗЭ В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ БИНАРНЫМИ ЭКСТРАГЕНТАМИ НА ОСНОВЕ ФОСФОРИЛИРОВАННОГО КИСЛОТНОГО ПОДАНДА И ТРИОКТИЛМЕТИЛАММОНИЯ НИТРАТА

Г.А. Шарадзе, А.М. Сафиулина
Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара
e-mail: GASharadze@bochvar.ru

В настоящей работе исследована экстракция урана(VI), тория(IV) и других редких металлов бинарным экстрагентом на основе 1,5-бис[2-(гидроксиэтоксифосфорил)-этилфенокси]-3-оксапентана и триоктилметиламмоний нитрата **$(R_4N)_2L$** из растворов вскрытия эвдиалита. В качестве минерального сырья использовали – рудный концентрат эвдиалита Ловозерского Горно-обогатительного комбината. Перед вскрытием был определен гранулометрический и элементный состав концентрата. Выщелачивание эвдиалитового концентрата (10 г) проводили в 13,8 моль/л HNO_3 (Т:Ж=1:10), при перемешивании и температуре 80 °С в течении 72 часов. Анализ элементного состава жидких проб проводили масс-спектрометрическим методом ИСП-МС с использованием прибора Agilent 7500ce “Agilent Technologies Inc.” (США).



H_2L



МТОАН

Получены изотермы экстракции U(VI), Th(IV), Hf(IV) и Zr(IV). Показана возможность количественного извлечения урана(VI), тория(IV) и других редких металлов бинарным экстрагентом **$(R_4N)_2L$** за две стадии. Проведено сравнение количественных характеристик по отношению к урану(VI), торию(IV), цирконию(IV), гафнию(IV), титану(IV) и скандию(III). Экстракционная способность бинарного экстрагента **$(R_4N)_2L$** (0,05 моль/л по **H_2L**) в 1,2-дихлорэтане для выделения и концентрирования эманирующих урана(VI) и тория(IV), а также других редких металлов из азотнокислого раствора вскрытия эвдиалитового концентрата значительно выше в сравнении с коммерчески доступным трибутилфосфатом. Полученные результаты могут стать основами новой промышленной технологии кондиционирования отходов при производстве редких и редкоземельных металлов из природного и техногенного сырья.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ РАО С ПРИМЕНЕНИЕМ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ВЯЖУЩИХ И МЕТОДА ГОРЯЧЕГО ИЗОСТАТИЧЕСКОГО ПРЕССОВАНИЯ

Крапивина М.К., [а] Жеребцов А.А., [б] Варлаков А.П., [а] Германов А.В., [а] Маряхин М.А. [а]
[а] АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара», Москва
[б] АО «Прорыв», Москва
e-mail: mkkrapivina@list.ru

В настоящее время перед длительным контролируемым хранением РАО рекомендуется переводить в отвержденные формы, обеспечивающие радиационную и экологическую безопасность для окружающей среды.

Кондиционирование РАО может быть проведено с помощью гидравлических вяжущих (цементов), матрицы из которых обладают высокими физико-механическими свойствами, устойчивостью к выщелачиванию, термическим и радиационным нагрузкам [1, 2]. Особый интерес представляет использование в качестве матрицы для иммобилизации РАО шлакощелочных вяжущих на основе доменных гранулированных шлаков, продуктами гидратации которых являются системы с улучшенными физико-химическими характеристиками.

В настоящей работе проведены исследования по иммобилизации в цементные матрицы имитаторов солевых ЖРО, содержащих тритий, методом горячего изостатического прессования при сниженном В/Ц и оценка влияния радиационных нагрузок на регламентированные свойства и структуру цементных матриц.

Показано, что цементные компаунды обладают высокой радиационной устойчивостью. Под действием радиационных нагрузок до значений поглощенной дозы 1 ГГр и 10^{19} расп./г прочность на сжатие составляла 50 – 120 МПа. Потери прочности при испытаниях на морозостойкость составили не более 20 %. В результате испытаний на гидролитическую устойчивость скорость выщелачивания радионуклида ^{137}Cs составляла 10^{-6} – 10^{-7} г/см^2·сут. Сравнительная оценка подтвердила отсутствие влияния ионизирующего излучения на фазовый состав и структуру цементного камня. Подтверждено равномерное распределение компонентов имитатора ЖРО в матрице.

Таким образом установлено, что физико-химические свойства компаундов на основе шлакощелочного вяжущего соответствуют регламентированным требованиям [3] и обладают устойчивостью к радиационным нагрузкам, эквивалентным ВАО.

Список использованной литературы:

1. Жеребцов А.А., Капустин В.В., Варлакова Г.А. [и др.] // Атомная энергия. 2019. Т. 127. Вып. 6. С. 328 – 331.

2. Варлаков А.П., Германов А.В., Маряхин М.А. [и др.] // Атомная энергия. 2021. Т. 130. Вып. 4. С. 218 – 222.

3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15) №242 от 27.06.2015, Ростехнадзор

ИЗУЧЕНИЕ ЛЮМИНОФОРОВ ZnS:Cu,I, СИНТЕЗИРОВАННЫХ МЕТОДОМ ЙОДНОГО ТРАНСПОРТА, ДЛЯ ТВЕРДОТЕЛЬНЫХ РАДИОЛЮМИНЕСЦЕНТНЫХ ИСТОЧНИКОВ СВЕТА НА ОСНОВЕ ТРИТИЯ

Швиндин М.А.,[1,2] Зеленина Е.В.[1], Бахметьев В.В.[2], Богданов С.П.[2]
[1]Радиевый институт им. В.Г.Хлопина, Санкт-Петербург
[2]Санкт-Петербургский государственный технологический институт (Технический университет), Санкт-Петербург
e-mail: shvindin2012@yandex.ru

Твердотельные радиолюминесцентные источники света на основе трития (ТРИС) являются современной альтернативой газонаполненным источникам благодаря своей безопасности и эффективности. Для повышения яркости свечения предлагается использовать различные режимы электронно-лучевой обработки кристаллической структуры люминофора ZnS:Cu,Br. Прошлые исследования показали благотворный эффект такого воздействия [1-2]. Кроме этого представляет интерес использование альтернативных методик синтеза цинксульфидных люминофоров.

В ходе проведённой работы были изучены образцы циксульфидных люминофоров, синтезированные методом йодного транспорта. Методика синтеза включала в себя ряд стадий, таких как перемешивание полученной шихты, состоящей из сульфида цинка, элементарного йода и металлической меди, запаивание ампулы с шихтой в вакууме и проведение отжига в печи при температуре 800 ◦С.

Сравнение с образцами, которые были синтезированы по промышленной технологии с использованием разных концентраций активатора и режимов электронно-лучевой обработки (как однократной, так и двойной), показало рост яркости радиолюминесценции, достигающий более 50% по сравнению с наиболее ярким дважды электронно-модифицированным люминофором.

Согласно данным разложения спектров фотолюминесценции на отдельные гауссовы полосы, для большинства люминофоров, синтезированных методом йодного транспорта, наибольший вклад в спектр (до 60%) оказывают «зелёные» полосы свечения на 524 и 480 нм, которым соответствуют такие центры люминесценции как ассоциаты ионов меди в узле цинка с ионом йода в узле серы (Cu_{Zn}' $I_s^{\bullet}$) и ионов галогена-соактиватора в узлах серы с вакансией цинка (V_{Zn}'' $I_s^{\bullet}$) соответственно. К тому же наблюдаются значительные отличия формы спектров по сравнению с дважды электронно-модифицированными образцами. Преимущественно, они имеют одну узкую полосу свечения, максимум которой смещён в длинноволновую («зелёную») область на уровне 500 нм. В свою очередь, дважды модифицированные имеют широкий спектр и две полосы («зелёную» и «синюю»), при этом «зелёная» полоса свечения подавлена и спектр смещён в коротковолновую («синюю») область.

Список использованной литературы:

1. V.V. Bakhmetyev, E.V. Zelenina, M.A. Shvindin // «Journal of Physics: Conference Series». – 2021. Vol. 2056 – С. 1-8.

2. E.V. Zelenina, V.V. Bakhmetyev, M.M. Sychov, M.A. Shvindin // «Materials Science Forum». – 2021. Vol. 1040. – С. 35-40.

НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ РАБОТЫ КАСКАДА ЦЕНТРОБЕЖНЫХ ЭКСТРАКТОРОВ С ПРИМЕНЕНИЕМ КРАУН-ЭФИРА Б15К5

Шамин В.И., Тинин В.В., Зозуля М.В., Шрайнер А.Э.
АО «Сибирский химический комбинат»,
г. Северск, Томская обл., ул. Курчатова, д.1.
shk@atomsib.ru (Шрайнеру А.Э.)

В настоящее время химический изотопный обмен считается наиболее перспективным методом, позволяющим оформить экстракционный процесс разделения изотопов металлов в виде противоточных каскадов из разделительных элементов 2-го типа, в которых в водной фазе содержатся соли металла, а в органической – экстрагент, способный образовывать с катионом металла достаточно прочные соединения.

В качестве экстрагента в некоторых экстракционных системах принято использовать краун-эфир бензо15-краун-5 (Б15К5) – устойчивое соединение, которое не подвергается разложению и значительному испарению при обогащении металла по одному из его изотопов на каскаде из центробежных экстракторов. По применению разбавителя в некоторых экстракционных системах нет устоявшихся рекомендаций. При этом определение подходящего растворителя является важной задачей, так как каждый из них в зависимости от свойств специфически воздействует на процесс обогащения. В качестве разбавителя для Б15К5 считается наиболее подходящим применение 1,1,7-тригидрододекафторгептилового спирта $H(CF_2CF_2)_3CH_2OH$ (спирт-теломер-3, плотность ~ 1750 кг/м^3).

Каскады 2-го типа предпочитают создавать из центробежных экстракторов. Следует отметить, что разработчики при разработке центробежных экстракторов не рассматривали некоторые существенные параметры: увеличение температуры экстракционной системы в камере смешения за счёт интенсивного перемешивания, образование парогазовых каверн за лопастями быстровращающихся мешалок, вторичное диспергирование за отбойным диском внутри ротора экстрактора.

В докладе рассмотрена важность термостабилизации разделительных элементов каскада для эффективного проведения экстракционного процесса разделения изотопов; замену отбойного диска насадкой из гофрированной металлической сетки, что позволит уменьшить взаимный унос фаз; проявление парадокса Седова при контакте микрокапель ВФ с поверхностью стенок ротора и другие эффекты, возникающие в центробежных экстракторах.

Анализ результатов исследований позволил установить причину нестабильности коэффициента разделения в экстракционных системах за счёт кавитации в камере смешения. Рассмотренные эффекты работы каскада центробежных экстракторов могут быть полезны для проектантов и технологов, эксплуатирующих центробежные экстракторы.

ОСТЕКЛОВЫВАНИЕ РАО. УЧЕТ ОСТЕКЛОВАННЫХ ОТХОДОВ.

Ильичев Д.И.
АО «СХК», Северск

Прогрессирующее развитие ядерной энергетики неизбежно стимулирует переработку облученного ядерного топлива с целью извлечения плутония и урана для производства топлива реакторов на быстрых нейтронах. Существенным препятствием для широкомасштабной переработки является образование огромных объемов жидких отходов низкого и среднего уровней радиоактивности. Концентрирование, остекловывание и захоронение в близповерхностных могильниках является оптимальным путем решения данной проблемы.

За период с 2018 по 2020 год на территории Радиохимического завода АО «СХК» создана установка остекловывания ЖРО. Установка предназначена для переработки, кондиционирования и приведения отходов в форму, отвечающую критериям приемлемости для хранения, транспортирования и захоронения.

Процесс остекловывания ЖРО заключается в сплавлении в индукционной тигельной печи, при температуре около 1000-1200 °С, стеклообразующей шихты и ЖРО. За счет высокой температуры, на выходе из печи получается гомогенное стекло, механические характеристики которого приемлемы для дальнейшего обращения.

Данную технологию отверждения можно разделить на несколько операционных стадий, которым соответствуют следующие технологические узлы установки:

1. Узел доупаривания рафината.
2. Узел приготовления шихты.
3. Узел приготовления стекломатрицы.
4. Узел дезактивации и паспортизации.

Получаемый продукт обладает высокой химической и радиационной стойкостью, является изотропным, непористым. За время проведенных испытаний получено порядка полутора тонн стекломатериала.

Стекломатрица заключена в герметичную емкость. Оператор технологического процесса, после проведения процедуры дезактивации, проводит паспортизацию емкости, после чего при помощи манипуляторов перемещает емкость на склад. На складе емкости с остеклованными РАО, которым присвоен номер, штрих-код и создан паспорт на емкость, устанавливаются в контейнер НЗК. После проведения комплектации контейнера, он передается ФГУП «НО РАО» для дальнейшего приповерхностного захоронения.

В настоящее время по результатам проведенных испытаний проводится модернизация установки с целью повышения надежности, безопасности работы её узлов и последующего проведения испытаний на активных растворах.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТ ПО ИЗВЛЕЧЕНИЮ И ПРИВЕДЕНИЮ К КРИТЕРИЯМ ПРИЕМЛЕМОСТИ НАКОПЛЕННЫХ УДАЛЯЕМЫХ ТРО ИЗ ПУНКТА ДОЛГОВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ ХИМИЧЕСКОГО ЗАВОДА ФГУП «ПО «МАЯК»

Хорун А.А., Семенов М.А., Галузин Д.Д., Ромадова С.И., Ворошилов А.Ю., Устинов С.В.
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озёрск, cpl@po-mayak.ru

Комплексное решение проблем вывода из эксплуатации ядерно- радиационно-опасных объектов является важнейшим условием обеспечения ядерной и радиационной безопасности и необходимым условием повышения конкурентоспособности атомной энергетики и промышленности в целом, в рамках реализации масштабной задачи по ликвидации объектов ядерного наследия и решения экологических проблем ФГУП «ПО «Маяк».

На территории промышленной площадки химического завода ФГУП «ПО «Маяк» до 1987 года эксплуатировался промышленный уран-графитовый реактор АИ. При эксплуатации реактора АИ с целью снижения температуры графитовой кладки и для уменьшения выгорания графита в реакторе использовали висмутовые блоки.

После останова реактора висмутовые блоки помещались в металлические емкости и размещались в пункте долговременного хранения удаляемых радиоактивных отходов – хранилище № 15.

В работе представлены результаты, полученные авторами при реализации программы вывода из эксплуатации ядерно- радиационно-опасных объектов на ФГУП «ПО «Маяк» по извлечению накопленных удаляемых твердых радиоактивных отходов (ТРО) из хранилища № 15 химического завода и приведению их к критериям приемлемости с целью дальнейшего захоронения. Рассмотрен подход, реализуемый на ФГУП «ПО «Маяк», по измерению радиационных характеристик радиоактивных отходов, основанный на применении гамма-спектрометрического оборудования и метода численного моделирования с использованием специализированного программного обеспечения, реализующего метод Монте-Карло.

В ходе выполнения работ были достигнуты следующие результаты:

– все отходы, находящиеся в хранилище, извлечены в полном объеме (81 емкость, сформировано 10 контейнеров типа КМЗ-Радон);

– удельная активность контейнеров ТРО составила от $1{,}37 \cdot 10^4$ до $1{,}09 \cdot 10^6$ Бк/кг, ТРО относятся к категории – очень низко активные / низкоактивные отходы;

– на партию ТРО оформлен паспорт, ТРО переданы на долговременное хранение и дальнейшее захоронение согласно утвержденной карте технологического процесса обращения с РАО.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ ОГНЕУПОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ В РАСПЛАВАХ БОРОСИЛИКАТНЫХ СТЕКОЛ ДЛЯ МАЛОГАБАРИТНОГО ПЛАВИТЕЛЯ ДИЗАЙНА ФГУП «ПО «МАЯК»

Шайдуллин С.М.[1,2], Козлов П.В.[1,3], Ремизов М.Б.[1], О.В. Панкратова[1], С.А. Дубков[3]
[1]ФГУП «Производственное объединение «Маяк», г. Озерск, Челябинской обл.
[2]Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, г. Северск, Томской обл.
[3]Озерский технологический институт НИЯУ МИФИ, г. Озерск, Челябинская обл.
e-mail: cpl@po-mayak.ru

Срок службы печей остекловывания, как правило, лимитируется не общим неудовлетворительным состоянием всей огнеупорной кладки, а разрушением (часто аварийным) ограниченного числа конструктивных элементов варочного бассейна и газового пространства в зонах варки и максимальных температур. Например, скорость коррозии огнеупоров на уровне стекломассы может быть от двух до пяти раз больше, чем на всей площади огнеупорной кладки ниже зеркала стекломассы. Существенный вклад также дает межшовная коррозия, возникающая вследствие превышения нормативных зазоров в кладке. В 2027 году на предприятии планируется создание нового комплекса остекловывания высокоактивных отходов с разработкой нового малогабаритного плавителя дизайна ФГУП «ПО «Маяк». Для создания подобной перспективной аппаратуры отверждения ВАО, отвечающей требованиям надежности и производительности, требуется наличие соответствующих конструкционных материалов, вступающих в непосредственный контакт с расплавом стекла и отвечающих требованиям устойчивости к воздействию высоких температур и коррозионно-активных компонентов расплавов стекол в течение длительного времени.

Цель настоящей работы состояла в поиске наиболее устойчивых в расплавах боросиликатных стекол огнеупорных материалов отечественного или зарубежного производства, превосходящих по своим качествам бакор-33, применительно к условиям отверждения ВАО. Для этого были проведены испытания образцов ряда современных материалов – ХКТ-30 производства НТЦ «Бакор», DIDURITAL RK 55 производства RHI в Германии, Бакор-41 производства АО «Подольские огнеупоры». Кроме этого осуществлено сравнение испытанных образцов по показателям коррозионной стойкости (скорость, характер и степень коррозии) и сделан предварительный выбор огнеупоров с наилучшими показателями, перспективных для создания плавителя нового поколения.

Исходя из обобщенных результатов статических испытаний по индексам относительной коррозионной устойчивости, которые рассчитаны по убыли массы к поверхности контакта, можно сделать вывод, что наиболее устойчивым является материал DIDURITAL RK 55, а менее устойчивым – ХКТ-30, а исходя из обобщенных результатов динамических испытаний по индексам относительной коррозионной устойчивости, можно сделать вывод, что наиболее устойчивым является материал DIDURITAL RK 55, а менее устойчивым – Бакор-41.

ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ ПРОЦЕССА УТИЛИЗАЦИИ ЛИТИЙ СОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ

Старовойтов Н.П., Коренев С.В., Дудкин В.А., Казаков В.А.
Федеральное государственное унитарное предприятие
«Производственное объединение «Маяк»
Россия, 456780, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31, e-mail: cpl@po-mayak.ru

На ФГУП «ПО «МАЯК» проводится большая работа по решению вопросов обеспечения безаварийной работы пожаро- и взрывоопасных производств. Проблемы безопасности в настоящее время являются ключевыми.

Известно, что при отклонениях от нормального хода технологического процесса, связанных как с отказами технологического оборудования, так и с невыполнением регламентированных действий оператора, возможно возникновение потенциально взрывопожароопасной ситуации.

К наиболее характерным взрывоопасным ситуациям при проведении технологического процесса утилизации литий содержащих отходов можно отнести:

– создание избыточного давления в аппаратуре и трубопроводах;
– воспламенение гидрида лития;
– воспламенение расплава металлического лития;
– образование взрывоопасных парогазовых смесей, содержащих водород, в аппаратуре и трубопроводах.

В ходе проведенного анализа технологического процесса утилизации исследовали один из опасных факторов «создание избыточного давления в аппаратуре и трубопроводах». Рассмотрели вопросы обеспечения взрывобезопасности процесса утилизации, связанные с факторами, приводящими к повышенному газовыделению. В ходе проведения экспериментов определили газовыделение при растворении лития. Показали влияние концентраций ионов Li+, OH-, температуры лития на скорость взаимодействия металлического лития с водой при нормальных условиях. Получили экспериментальные данные максимального удельного значения объема и скорости газовыделения при растворении лития в растворе щелочи 30 г/дм3, 15 г/дм3 и дистиллированной воде в динамике (таблица 1).

Т а б л и ц а 1 – Экспериментальные результаты определения объема, скорости газовыделения с 1 г литий содержащих отходов при его растворении

Параметр (максимальное значение)	**Концентрация щелочи по металлу**		**Дистиллированная вода**
	30 г/дм³	**15 г/дм³**	
Удельный объём газовой фазы, см3/г	1867	1563	2058
Удельная скорость газовыделения,см3/(мин·г)	381	657	3423
Скорость растворения лития при однократном контакте (2 сек) с раствором щелочи, г/(мин·м2)	27,15	-	-

По результатам работы оптимизированы и обоснованы меры взрывопожаробезопасности применяемых на ФГУП «ПО «Маяк» процессов по утилизации литий содержащих отходов.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ЦЕМЕНТИРОВАНИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ЩЕЛОЧНЫХ ОТХОДОВ СЛОЖНОГО СОСТАВА

Маркова Д.В., Бобров П.А., Козлов П.В., Слюнчев О.М.

ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, cpl@po-mayak.ru

В результате работы предприятия в 1970 годы на ФГУП «ПО «Маяк» накоплено значительное количество высокоактивных отходов сложного химического состава. В настоящее время высокоактивные щелочные суспензии хранятся в 14 емкостях-хранилищах радиохимического завода. Суммарный объем отходов в емкостях составляет около 14 тыс. м^3. Объемная активность бета-излучающих радионуклидов в растворе составляет порядка $3 \cdot 10^{10}$ Бк/л и определяется на 98 - 99 % радионуклидом ^{137}Cs. Также в растворе присутствуют радионуклиды ^{90}Sr+^{90}Y, ^{134}Cs, ^{134}Eu, активность которых не превышает 10^7 Бк/л. Высокое содержание щелочи в растворах радиоактивных отходов обуславливает целесообразность цементирования продукта без предварительной нейтрализации составами на основе доменного шлака.

В данной работе выполнено цементирование растворной части накопленных ВАО из четырех емкостей-хранилищ с целью исследования химической стойкости образцов компаунда. В качестве матричного материала испытывался цементный состав на основе доменного шлака, содержащий в качестве сорбционной добавки бентонит в количестве 10 %. Тестирование образцов компаунда на химическую устойчивость проводилось согласно ГОСТ Р 52126-2003. Активность ^{137}Cs в растворах определяли методом гамма-спектрометрии, бета-излучающих радионуклидов – радиометрическим методом.

По результатам испытаний для всех исследованных образцов наблюдалась прочная фиксация ^{137}Cs и бета-излучающих радионуклидов. В зависимости от состава исходного раствора степень выщелачивания ^{137}Cs изменялась от 1,3 % до 4,2 %, а бета-излучающих нуклидов – от 1,8 % до 4,9 %. Скорость выщелачивания ^{137}Cs и бета-излучающих нуклидов у всех образцов снижается до значений ниже нормативных ($1 \cdot 10^{-3}$ г/(см^2·сут)) уже на 5 сут испытаний. Скорость выщелачивания ^{137}Cs стабилизируется на 90 сут в области значений от 10^{-5} до 10^{-6} г/(см^2·сут). Скорость выщелачивания бета-излучающих нуклидов у всех образцов стабилизируется на 90 сутки в области значений 10^{-5} г/(см^2·сут).

В работе определены показатели механической прочности (прочности на сжатие) цементных образцов, приготовленных на имитационных растворах. Нормативные значения физических показателей регламентированы ГОСТ Р 51883-2002.

При прямом цементировании имитатора растворной части отходов (с солесодержанием 336 г/л) прочность на сжатие составила для цементных образцов 220 кг/см^2, что в четыре раза превышает нормативно установленный показатель 50 кг/см^2. В случае отверждения упаренного раствора с повышенным солесодержанием (до 672 г/л) средняя прочность цементных образцов снижается на 35 %, до значения 150 кг/см^2. Тем не менее, прочность образцов в три раза превышает нормативно установленный показатель.

Таким образом, результаты исследования демонстрируют высокую химическую устойчивость компаундов, обладающих удельной активностью по ^{137}Cs в диапазоне значений от $7{,}4 \cdot 10^6$ до $1{,}4 \cdot 10^7$ Бк/г. Также исследования показывают прочностную устойчивость компаундов, содержащих от 11 до 22 % по массе солевых компонентов.

КОНТРОЛЬ КАЧЕСТВА ОТМЫВКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ ОТ ОРГАНИЧЕСКИХ ПРИМЕСЕЙ

Бирюкова М.А., Сотник Н.В., Демченко Е.А., Иванеева А.В.
ФГУП «ПО «Маяк», Челябинская обл., г.Озерск, e-mail: nvsotnik@po-mayak.ru

При получении препарата цезия с низкой удельной активностью было установлено наличие в технологическом оборудовании органических веществ: трибутилфосфата, парафинов (C_{13}), неионогенных поверхностно-активных веществ (ОП-10), Ф-3 (нитробензотрифторид), продуктов деструкции анионита.

В настоящее время для контроля содержания органических примесей в технологических растворах после отмывки оборудования применяется метод перманганатного титрования. Однако, полученные с его помощью результаты не могут достоверно свидетельствовать о наличии или отсутствии органических веществ в контролируемых растворах, так как в реакции окисления могут участвовать не только органические примеси, но и ионы металлов, кроме того продукты разложения органических соединений, особенно длинноцепочечных, могут сорбироваться на стенках и в застойных зонах установки, что может препятствовать их смыванию и дальнейшему определению.

Для контроля общего содержания органических примесей рекомендован ИК-спектрометрический метод, основанный на экстракции углеводородов в четыреххлористый углерод и последующем измерении оптической плотности экстракта. Данный метод позволяет более надежно, чем химический анализ, определять функциональные группы, особенно, когда требуется провести качественный и количественный анализ. В связи с тем, что каждый углеводород имеет определенные полосы поглощения в ИК-спектре, метод удобен при исследовании индивидуальных соединений. После определения состава органических примесей подбирают оптимальный способ их разложения, что обеспечит высокое качество отмывки технологического оборудования, снизит необходимость очистки целевого компонента, и, следовательно, повысит удельную активность конечного продукта.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КРАУН-ЭФИРОВ В ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМЕ ПРИ ФРАКЦИОНИРОВАНИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Сотник Н.В., Бирюкова М.А., Демченко Е.А., Иванеева А.В.
ФГУП «ПО «Маяк», Челябинская обл., г.Озерск, e-mail: nvsotnik@po-mayak.ru

Одной из актуальных проблем ядерного топливного цикла является утилизация высокоактивных отходов (ВАО), образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива, для решения которой привлекается подход, основанный на фракционировании радионуклидов экстракционным методом. Наиболее значимым показателем, определяющим эффективность использования экстрагента, является его радиационная устойчивость. Считают, что ионизирующее излучение вызывает радиационно-химические превращения, которые могут изменить свойства экстракционной системы. Как следствие, деструкция экстрагента снижает эффективность экстракции, продукты радиолиза влияют на селективность экстракции, образование активных соединений препятствует разделению фаз и т.п. [1].

К перспективным экстрагентам для извлечения короткоживущей фракции из ВАО относят органические смеси на основе краун-эфиров дициклогексил-18-краун-6 (ДЦГ-18-К-6) и дибензо-21-краун-7 (ДБ-21-К-7) Использование краун-эфиров обусловлено их высокой селективностью комплексообразования с катионами металлов, а также радиационной и химической устойчивостью.

Измерение молярной концентрации ДЦГ-18-К-6 и ДБ-21-К-7 выполняли фотометрическим методом. Пробу органического раствора предварительно разбавляли хлороформом. При определении концентрации ДЦГ-18-К-6 проводили экстракцию с водным раствором метанилового желтого. Оптическую плотность измеряли при длине волны 405 нм (ДЦГ-18-К-6) и 275 нм (ДБ-21-К-7).

Анализировали исходный и оборотный экстрагент. Оценку устойчивости компонентов оборотного экстрагента осуществляли ИК-спектрометрическим методом.

В результате исследования установлено, что молярная концентрация ДЦГ-18-К-6 и ДБ-21-К-7 в исходном и оборотном экстрагенте после 8 циклов работы не изменилась: для ДЦГ-18-К-6 в исходном растворе концентрация составила (0,101±0,019) моль/дм^3 и (0,070±0,013) моль/дм^3 в оборотном экстрагенте, для ДБ-21-К-7 (0,110±0,015) моль/дм^3 и (0,090±0,013) моль/дм^3 в исходном и оборотном растворе соответственно. Анализ ИК-спектров экстракционных смесей до и после испытаний показал, что использование оборотного экстрагента в ходе нескольких циклов работы не приводит к изменениям структуры органических компонентов.

Список использованной литературы:

1. *Нестеров С.В. Краун-эфиры в радиохимии. Достижения и перспективы. // Успехи химии., – 2000. – 69 (9). – с. 840 – 855.*

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ МАЛОГАБАРИТНОГО ОПЫТНОГО ПЛАВИТЕЛЯ ДЛЯ ОСТЕКЛОВЫВАНИЯ ВАО

Литвинова М.А., Панкратов М.А., Сухинин П.И.
ФГУП «ПО «Маяк», Челябинская обл., г. Озерск,
e-mail: cpl@po-mayak.ru

Специалистами ФГУП «ПО «Маяк» разработан малогабаритный плавитель для остекловывания ВАО (далее – плавитель) с воздушной системой охлаждения и вертикальной компоновкой варочной зоны.

В ходе ряда опытных работ по сливу расплава-имитатора стекломассы ВАО из плавителя были проведены материаловедческие исследования его конструкционных материалов (далее – КМ), включающие в себя:

– микроскопические исследования КМ донного электрода плавителя (сплава ХН70Ю) с применением прямого оптического и сканирующего электронного микроскопов (далее – СЭМ);

– исследование элементного состава КМ образцов донного электрода методом рентгеноспектрального микроанализа (далее – РСМА) с применением СЭМ;

– металлографические исследования микрошлифов образцов плавителя из сплава ХН70Ю после химического травления с применением анализатора фрагментов микроструктуры твёрдых тел и РСМА в теле и по границам зёрен КМ;

– микроскопические исследования с применением СЭМ и РСМА боросиликатного стекла, полученного в процессе эксплуатации плавителя;

– микроскопические исследования и РСМА образцов шамотной кладки плавителя;

– механические испытания шамотной кладки на изгиб и на сжатие.

В результате выполнения комплекса материаловедческих исследований установлен факт коррозионного повреждения исследуемых образцов донного электрода в процессе опытной эксплуатации плавителя. Существенного коррозионного воздействия на другие электроды плавителя обнаружено не было.

Полученные результаты механических испытаний образцов огнеупорных материалов шамотной кладки опытного плавителя на сжатие и на изгиб при растяжении соответствуют технически требованиям на шамотные огнеупорные изделия. Значимого ухудшения прочностных характеристик материала кладки плавителя после его опытной эксплуатации зафиксировано не было.

РЕЗУЛЬТАТЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕРМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ АЛЮМОФОСФАТНЫХ СТЕКОЛ

Беланова Е.А., Шабурова Е.С., Козлов П.В., Ремизов М.Б., Старовойтов Н.П., Коренев С.В., Ромадова С.И.
ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская область, г. Озерск, проспект Ленина 31, e-mail: cpl@po-mayak.ru

Одним из показателей качества алюмофосфатных стекол (далее - АФС) для отверждения ВАО является термическая устойчивость. В соответствии с ранее действовавшей версией НП-019-2015 стекла должны сохранять неизменность структуры и химическую устойчивость до 450 °С.

В данной работе проводили отжиг стекол при постоянной температуре в течение 30 ч на модельных АФС. Изменения структуры контролировали при помощи метода рентгеновской дифракции. Отжиг образцов проводили при 450 °С, при обнаружении кристаллических фаз повторяли эксперимент при 400 °С.

При 450 °С фрагменты стекол некоторых составов размягчались и слипались, приобретая шероховатую матовую фактуру. Во всех случаях, независимо от размягчения, объемной кристаллизации стекол не было, отмечена поверхностная кристаллизация, несущественная на фоне общей (аморфной) массы стекла. На поверхности образцов была идентифицирована фаза метафосфата алюминия. Кроме того, происходило увеличение показателей выщелачивания ряда компонентов (от 2 до 8 раз).

При 400 °С образцы не имели видимых изменений. Также не выявлено изменения аморфной структуры стекол, однако наблюдалось увеличение показателей выщелачивания отдельных компонентов (Sr, Nd, Ce). Скорость выщелачивания Sr на первые сутки для исходного стекла составляла $3 \cdot 10^{-6}$ г/(см^2·сут), а после отжига этот показатель увеличивался до $1{,}5 \cdot 10^{-5}$ г/(см^2·сут). Таким образом, АФС после отжига при 400 °С, сохраняя неизменность структуры, не соответствовали требованиям старой версии НП-019 по химической устойчивости.

В конце 2021 года в НП-019 были внесены изменения, согласно которым предельная температура хранения стеклоподобного компаунда должна быть на 100 °С ниже температуры его стеклования. Поэтому режим отжига стекол в статических условиях должен быть изменен. По результатам термического анализа температура стеклования АФС находится в диапазоне от 380 °С до 410 °С. Следовательно, при проведении дальнейших исследований необходимо выбирать температуру отжига в диапазоне от 280 °С до 310 °С. Следует ожидать, что при пониженной температуре отжига химическая устойчивость АФС будет соответствовать требованиям НП-019 новой редакции.

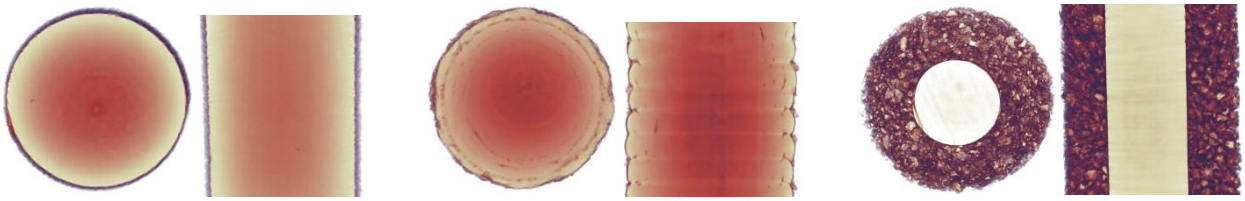
ДЕФЕКТОСКОПИЯ ЭЛЕКТРОДОВ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ВОССТАНОВЛЕНИЯ МЕТОДОМ КОМПЬЮТЕРНОЙ ТОМОГРАФИИ

Халтурин Д.В., Ерофеева М.В., Обмуч К.В., Хусаинов М.Р., Татауров Е.Ю.
ФГУП « ПО «Маяк», Озёрск

На ФГУП «ПО «Маяк» с 80-х годов в конструкции аппаратов электрохимической восстановительной реэкстракции плутония и нептуния в качестве анодов используются титановые электроды с защитным покрытием. Для вновь проектируемых аппаратов были проведены исследования по выбору технологии изготовления электродов с повышенными эксплуатационными характеристиками. Рассматривались современные технологии, обеспечивающие серийное изготовление титановых заготовок электродов:

– технология селективного лазерного плавления SLM ;
– технология прямого лазерного осаждения металлов LMD;
– технология горячего изостатического прессования ГИП.

В соответствии с технологией изготовления электродов на титановую заготовку, представляющую собой титановый стержень и формируемый по указанным технологиям рабочий слой из титана, наносится защитное покрытие из сурьмы и олова. Для контроля качества изготовления электродов был применен метод компьютерной томографии. С использованием радиографического комплекса была исследована внутренняя структура заготовок и электродов после нанесения покрытия. Было определено, что заготовки, изготовленные по технологии SLM и LMD, обладают пористым слоем толщиной, не превышающей 50 мкм (рис. 1а) и 350 мкм (рис. 1б) соответственно, что значительно меньше толщины рабочего слоя заготовки. Заготовка, изготовленная по технологии ГИП (рис. 1в), имеет полностью пористый рабочий слой.



а) SLM б) LMD в) ГИП

Рисунок 1– Поперечный и продольный срезы томограмм заготовок

Результаты дальнейших исследований электродов показали, что защитное покрытие полностью проникает в пористой слой заготовок. Впоследствии была изготовлена партия электродов по технологии ГИП (рис. 2) и начаты её исследования в составе модельного аппарата электрохимического восстановления урановых растворов.

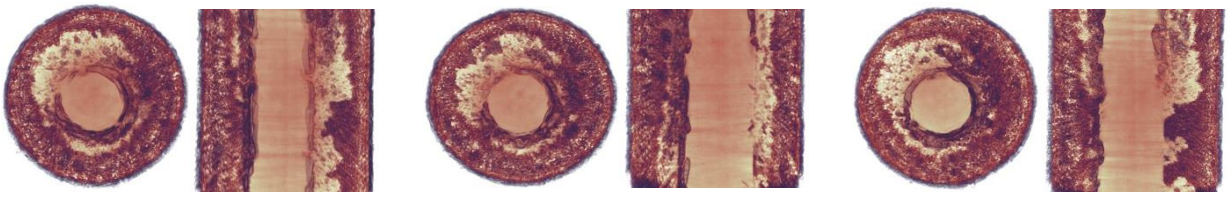


Рисунок 2– Поперечный и продольный срезы томограмм электродов, изготовленных по технологии ГИП

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ РАЗРУШЕНИЯ ОРГАНИЧЕСКОЙ КОМПОНЕНТЫ ИЗ РАДИОАКТИВНЫХ СУСПЕНЗИЙ

П.А. Бобров, Н.П. Старовойтов, С.В. Коренев, В.А. Казаков
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озёрск, e-mail: cpl@mayak.ru

Завершающей стадией технологического процесса переработки низкоактивных отходов (НАО) химико-металлургического производства является операция сушки концентрированных суспензий (концентрата).

В процессе промышленной эксплуатации оборудования отмечено снижение производительности узла сушки по сравнению с проектными значениями.

Выполненные ранее исследования показали, что одной из причин этого является присутствие в составе растворов НАО органических веществ различной природы (ПАВ, алифатические углеводороды, масла, СОЖ и пр.).

По результатам предварительных исследований показано, что повысить производительность узла сушки возможно за счет реализации комплексного подхода, который предполагает, как проведение окислительной обработки радиоактивной суспензии (РС) пероксидом водорода в присутствии катализатора (реактив Фентона), так и оптимизацию конструкции узла сушки.

Таким образом, разработка простого и эффективного способа уменьшения содержания органической компоненты в РС является актуальной задачей.

Цель настоящей работы заключалась в определении возможности разрушения органической компоненты из РС в условиях высокотемпературной сушки с анализом образующихся продуктов методом термогравиметрии.

Проведены комплексные исследования по окислению РС реактивом Фентона с дальнейшей сушкой отходов при температурах 230 °С, 450 °С, 700 °С.

Полученные результаты демонстрируют, что применение окислительной обработки РС реактивом Фентона приводит к уменьшению содержания органических веществ в отходах примерно в 2-5 раза.

По результатам сушки РС при 230 °С показано наличие органических веществ в сухом продукте в значимых количествах.

Установлено, что высокотемпературная сушка РС при 450 °С позволяет практически полностью удалить органическую компоненту из отходов, что приводит к повышению безопасности при длительном хранении отходов.

Показано, что высокотемпературная сушка концентрата при 700 °С позволяет провести кальцинацию отходов (разложение нитратов и др. солей) и полностью удалить органическую компоненту.

На основании полученных результатов сделан вывод, о целесообразности организации процесса сушки РС при 450 °С. Это приведет к получению материала с меньшим остаточным содержанием органических веществ и не потребует существенных изменений в материалах печи и контейнера.

Применение высокотемпературной сушки позволит в перспективе перейти к получению более безопасных компаундов с точки зрения окончательной изоляции.

ВЫЩЕЛАЧИВАНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ЦЕМЕНТНЫХ КОМПАУНДОВ С ОТВЕРЖДЕННОЙ ПУЛЬПОЙ ГИДРОКСИДА ЖЕЛЕЗА

Феоктистов К.А., Ремизова В.А., Слюнчев О.М.
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озёрск, e-mail: cpl@mayak.ru

Одной из стадий переработки отработавшего ядерного топлива на радиохимическом производстве является аффинажное разделение Pu и Np. На данном технологическом переделе образуется азотнокислый рафинат с удельной активностью по альфа-излучающим (^{238}Pu, ^{241}Am) и бета-излучающим (^{99}Tc, ^{137}Cs) нуклидам до $9{,}0\cdot10^{7}$ Бк/дм^3. Удельная гамма-активность определяется радионуклидом ^{137}Cs – $6{,}4\cdot10^{5}$ Бк/дм^3. Химический состав рафината определяется ионами Fe^{3+}, NH_4^+, SO_4^{2-}.

До недавнего времени рафинат после нейтрализации сбрасывали в водоем-хранилище. В настоящее время осуществляется накопление данных отходов.

Возможная схема обращения с рафинатом предполагает операции нейтрализации, упаривания и иммобилизации получившейся пульпы $Fe(OH)_3$ в цементную матрицу.

Целью работы являлось определение выщелачиваемости радионуклидов из цементных компаундов с отвержденной радиоактивной пульпой $Fe(OH)_3$.

Концентрированную пульпу $Fe(OH)_3$ получали путём нейтрализации рафината раствором NaOH до pH=10-11 и добавлением в полученный раствор $Fe(NO_3)_3$ с дальнейшим упариванием. Концентрация $Fe(OH)_3$ составила 9,3 г/дм^3.

Отверждение пульпы $Fe(OH)_3$ проводили в матрицы на основе портландцемента и доменного шлака с введением пластифицирующих и сорбционных добавок.

Удельная активность цементных образцов по альфа-излучающим нуклидам составила $1{,}4\cdot10^{5}$ Бк/г, по бета-излучающим нуклидам – $1{,}9\cdot10^{5}$ Бк/г, по ^{137}Cs – $9{,}2\cdot10^{2}$ Бк/г. Степень включения радиоактивных отходов составила 36,7 %. Ввиду низкой удельной активности компаундов по ^{134,137}Cs, в средах выщелачивания контролировали только объемную активность суммы альфа- и бета-излучателей.

Для компаундов на основе портландцемента скорость выщелачивания альфа-излучающих нуклидов на 28 сутки составила $5{,}9\cdot10^{-7}$ г/(см^2·сут), бета-излучающих нуклидов – $1{,}7\cdot10^{-3}$ г/(см^2·сут). Для компаундов на основе портландцемента и доменного шлака скорость выщелачивания альфа-излучающих нуклидов на 28 сутки составила $4{,}6\cdot10^{-7}$ г/(см^2·сут), бета-излучающих нуклидов – $2{,}2\cdot10^{-4}$ г/(см^2·сут).

Высокие скорости выщелачивания бета-излучающих нуклидов, прежде всего технеция, связаны с нахождением его в подвижной форме TcO_4^-. Низкие скорости выщелачивания альфа-излучающих нуклидов связаны с высокой прочностью фиксации радионуклидов на осадке коагулянта $Fe(OH)_3$.

Показано, что все полученные образцы соответствуют требованиям к отходам радиоактивным цементированным по прочности фиксации радионуклидов.

Следует отметить, что состав на основе портландцемента с доменным шлаком показал более высокие изолирующие свойства.

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ УРОВНЯ И ПЛОТНОСТИ РАСТВОРОВ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ

Денисевич А.А., Кушков О.О.
Томский политехнический университет, г. Томск, ook4@tpu.ru

Реализация замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) в рамках проекта «Прорыв» неразрывно связана с работой с радиохимическими растворами, которые хранятся на предприятиях в специальных емкостях ядерно-безопасного исполнения. Измерение уровня и плотности растворов в таких емкостях затруднено ввиду их малого размера и расположения в них радиоактивных веществ [1]. Целью данной работы является разработка прибора контроля, позволяющего выполнить раздельную установку чувствительных элементов и электронных схем приборов, и создание на его основе системы контроля, обеспечивающей измерение с заданной точностью уровня и плотности агрессивных и радиоактивных жидкостей в емкостях ядерно-безопасного исполнения.

Предлагаемое решение заключается в использовании для измерения плотности и уровня раствора пьезометрического уровнемера-плотномера, представляющего собой систему клапанов (К1, К2, К3), измерительный щуп и датчик дифференциального давления ДМ5017. Измерительный щуп представляет собой три капиллярные трубки, подсоединенные с помощью фитингов к системе клапанов и камерам датчика дифференциального давления. Капиллярные трубки расположены таким образом, что самая короткая из них, подключенная к клапану К1, сообщается с атмосферой внутри емкости, а две другие, подключенные к клапанам К2 и К3, погружены в раствор и их концы находятся на заданном расстоянии друг от друга. Для проведения измерений сжатый воздух прокачивается через капиллярные трубки, после чего измеряется перепад давления между ними. При открытии клапанов К2 и К3, зная разность длин капилляров и перепад давления между ними, можно с помощью формулы гидростатического давления ($P = \rho \cdot g \cdot h$) рассчитать плотность исследуемого раствора. При открытии клапанов К1 и К3 сжатый воздух проходит через капилляр большей длины. Так как вывод с клапана К1 сообщается с атмосферой внутри емкости, то зная перепад давления и плотность, полученную при открытии клапанов К2 и К3, можно рассчитать значение уровня жидкости в емкости [2].

Для управления и снятия выходных характеристик с измерителя плотности и уровня используется программируемый логический контроллер фирмы «ОВЕН».

Список использованной литературы:

1. Ефремов Е.В. Система автоматизированного контроля и управления выпарными аппаратами аффинажного стенда АО «Сибирский химический комбинат»: диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. – Томск, 2017. – 162 с.

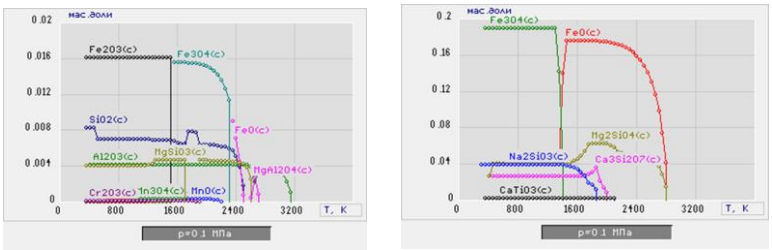
2. Патент RU 2446383 C2, МПК G01F 23/14 Российская Федерация. Способ определения уровня и плотности жидкости и устройство для его осуществления / Ф.Э. Гофман. – № 2010114354/28; заявл. 13.04.2010; опубл. 27.03.2012, Бюл. № 9. – 14 с.: ил.

ВОЗДУШНО-ПЛАЗМЕННАЯ УТИЛИЗАЦИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Помесячная Е.Д., Шестакова Л.А.
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: edp8@tpu.ru

На предприятиях ядерно-топливного цикла накоплены миллионы тонн ЖРО в виде иловых отложений (ИЛО), имеющих следующий элементный состав: Fe (3-17 %), Si (2,8-8,5 %), Ca (0,2-3,2 %), Mg (1,0-2,8 %), Na (0,7-1,9 %), P (0,1-0,9 %), H_2O – остальное [1]. К общим недостаткам применяемых методов утилизации и стабилизации ИЛО с переводом в устойчивые формы, препятствующие миграции радионуклидов (химические, электрохимические, сорбционные и др.), являются многостадийность, продолжительность и высокие энергозатраты. Существенное снижение уделных энергозатрат ($Э_{уд}$) может быть достигнуто при переработке ИЛО в воздушной плазме в виде оптимальных ило-органических композиций (ИЛОК), включающих органический компонент и имеющих адиабатическую температуру горения $T_{ад} \approx 1500$ K [2].

На рисунке представлены равновесные составы основных продуктов в конденсированных фазах плазменной утилизации ИЛОК (65% ИЛО : 35% ацетон) при массовой доле воздушного теплоносителя 65 % (а) и 70 % (б).



а) б)

Из анализа следует, что плазменная утилизация ИЛОК приводит к образованию оксидов металлов в конденсированных фазах, включая немагнитный оксид железа Fe_2O_3(c) при доле воздуха 65 % (а) и магнитный оксид железа Fe_3O_4(c) при 70 % (б).

С учетом полученных результатов могут быть рекомендованы для процесса воздушно-плазменной утилизации иловых отложений ЖРО следующие условия: состав ИЛОК (65% ИЛО : 35% ацетон); массовое отношение фаз (70 % воздух : 30% ИЛОК-1); температура (1500±100) К; $Э_{уд}$ (14,6 ÷18,8 МДж/кг).

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии плазменной утилизации ИЛО и других жидких радиоактивных отходов.

Список использованной литературы:

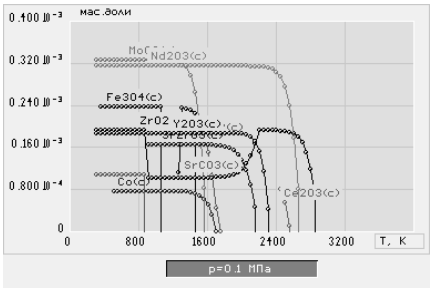
9. Орешкин Е.А., Каренгин А.Г., Шаманин И.В. // IV Международная школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов. – Томск: Изд-во ТПУ, 2013. – С. 18.

10. Каренгин А.Г., Подгорная О.Д., Шлотгауэр Е.Э. Плазменная утилизация и иммобилизация отходов переработки отработавшего ядерного топлива // Глобальная ядерная безопасность. – 2014. – №2. – С. 21-28.

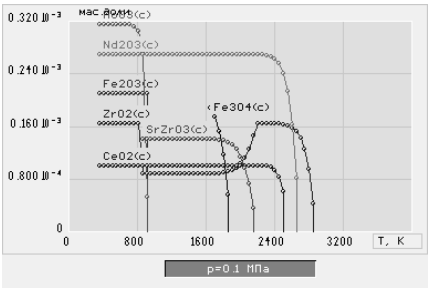
ИССЛЕДОВАНИЕ И ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ВОЗДУШНО-ПЛАЗМЕННОЙ УТИЛИЗАЦИИ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Туксов И.В., Каренгин А.Г.
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: Whirpool94@yandex.ru

Оставшиеся без урана и плутония отходы переработки ОЯТ имеют следующий состав: 0,11 % Nd, 0,10 % Mo, 0,07 % Fe, 0,06 % Y, 0,058 % Zr, 0,04 % Na, 0,039 % Ce, 0,036 % Cs, 0,031 % Co, 0,026 % Sr, 18,00 % HNO_3, H_2O – остальное [1]. ОП ОЯТ концентрируют путем выпаривания, закачивают в баки и оправляют на длительное хранение, которое не предусматривает дальнейшего использования ценных металлов. Предлагается переработку ОП ОЯТ осуществлять в воздушно-плазменном потоке из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны) и имеющих адиабатическую температуру горения $T_{ад}$ ≈ 1500 К [2]. На рисунке представлены характерные равновесные составы основных продуктов плазменной утилизации ОП ОЯТ в виде раствора ВОНР на основе ацетона при массовой доле воздушного плазменного теплоносителя 65 % (а) и 70 % (б).



а)



б)

Из анализа следует, что плазменная утилизация ОП ОЯТ приводит к образованию оксидов металлов в конденсированных фазах, включая магнитный оксид железа Fe_3O_4(c) при доле воздуха 65 % (а) и немагнитный оксид железа Fe_2O_3(c) при 70 % (б).

С учетом полученных результатов могут быть рекомендованы для практической реализации процесса воздушно-плазменной утилизации ОП ОЯТ следующие условия: состав ВОНР (65 % ОП ОЯТ : 35 % ацетон); массовое отношение фаз (65 % воздух : 35 % ВОНР); температура (1500±100) К.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии плазменной утилизации ОП ОЯТ и других жидких радиоактивных отходов.

Список использованной литературы:

11. Каренгин А.Г., Подгорная О.Д., Шлотгауэр Е.Э. Плазменная утилизация и иммобилизация отходов переработки отработавшего ядерного топлива // Глобальная ядерная безопасность. – 2014. – №2. – С. 21-28.

12. Karengin A.G., Karengin A.A., Novoselov I. Yu., Tundeshev N.V. Calculation and Optimization of Plasma Utilization Process of Inflammable Wastes after Spent Nuclear Fuel Recycling // Advanced Materials Research. – 2014. – Vol. 1040. – P. 433-436.

СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ

Секция №3 «Сверхпроводниковые материалы и материалы для термоядерных реакторов»

МАГНЕТРОННОЕ ОСАЖДЕНИЕ ОКСИДОВ МЕТАЛЛОВ ДЛЯ СОЗДАНИЯ СВЕРХПРОВОДНИКОВЫХ МАТЕРИАЛОВ

Сиделёв Д.В., Воронина Е.Д.
Томский политехнический университет, Томск, sidelevdv@tpu.ru

В настоящее время в науке и технологиях активно применяются тонкоплёночные высокотемпературные сверхпроводники (ВТСП), сохраняющие сверхпроводимость при температуре выше точки кипения азота. Ключевой элемент такого рода изделий - сверхпроводящий слой на основе купратов (смешанных оксидов, напр., $YBa_2Cu_3O_{7-x}$), который уже промышленно получают с помощью лазерной абляции. Эффективными для осаждения плёнок сложного состава считаются технологии магнетронного распыления, обеспечивающие более высокие скорости конденсации покрытий. Тем не менее, существуют проблемы контроля и стабильности элементного состава и структурного-фазового состояния сложных по составу покрытий.

Настоящая работа посвящена изучению возможности получения покрытий системы Cu-O и варьирования их состава и структуры за счёт разделения процессов распыления материала мишени и конденсации покрытия на подложке по составу атмосферы. Для активации молекулярного кислорода дополнительно использовался радиочастотный плазменный генератор РПГ-128 [1]. Выбор системы Cu-O для исследований обусловлен её присутствием в составе купратов.

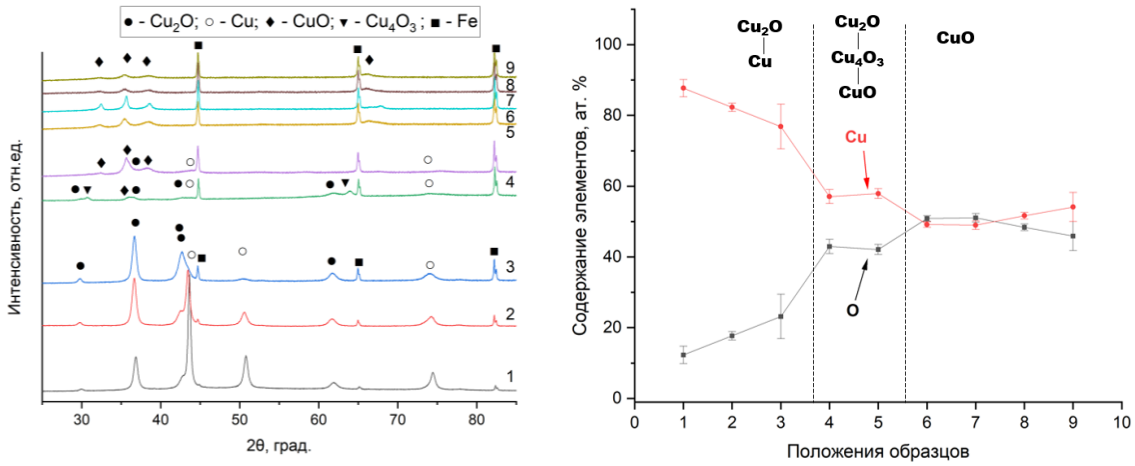


Рисунок 1. Дифрактограммы образцов системы Cu-O (слева) и данные о содержании атомов Cu и O в покрытиях (справа) в зависимости от положения образов в рабочей камере.

При удалении образцов от распыляемой мишени и, соответственно, плотности потока распылённых частиц (положения 1 → 9) наблюдалось изменение фазового состава получаемых покрытий: $Cu+Cu_2O$ → $Cu+Cu_2O+Cu_4O_3+CuO$ → CuO. Это демонстрирует возможность управления элементным и фазовым составом покрытий, полученных методом магнетронного распыления.

Список использованной литературы:

1. Berlin E.V., Grigoryev V.J. Plasma generator, US Patent 9,704,691 (2017).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ И РЕЖИМОВ ТЕРМООБРАБОТКИ Nb3Sn ДЛЯ СОВРЕМЕННЫХ УСКОРИТЕЛЕЙ

М.В. Крылова, Е.А. Дергунова, И.М. Абдюханов,
М.В. Алексеев, А.С. Цаплева
АО «ВНИИНМ», г. Москва, mashushula@mail.ru, MVKrylova@bochvar.ru

Масштабной задачей последних лет является разработка Nb3Sn сверхпроводников для модернизации Большого Адронного Коллайдера с повышенной светимостью (High-Luminosity Large Hadron Collider) и строительства Кольцевого Коллайдера Будущего (Future Circle Collider). Основной проблемой изготовления Nb3Sn сверхпроводников для этих проектов является достижение сочетания высокой критической плотности тока при высоком уровне стабильности.

Известно, что именно плотность границ зерен Nb3Sn фазы и ее состав определяют уровень критической плотности тока (Jc). Конструкционные параметры исходного композиционного провода (размер составляющих его элементов, их состав и расположение), а также режим реакционной термообработки (РТО) (скорость нагрева, температура и длительность выдержки) имеют определяющее влияние на морфологию зеренной структуры.

В работе было изучено влияние конструкционных параметров и режимов РТО на структурные и электрофизические свойства Nb3Sn сверхпроводников. Различными методами поэтапно, в процессе ступенчатой РТО, исследован механизм формирования сверхпроводящей фазы, ее состав и морфология. Проведены исследования, включающие в себя металлографический анализ, количественный анализ изображений, полученных растровой электронной микроскопией, в том числе фрактографический анализ поверхности излома, микрорентгеноспектральный анализ состава, а также анализ изображений и электронограмм, полученных методом просвечивающей растровой электронной микроскопии.

Уточнен механизм формирования сверхпроводящей Nb3Sn фазы в сверхпроводниках нового поколения, получаемых методом внутреннего источника подпитки оловом (ВИП), в процессе РТО.

Изучена взаимосвязь конструкционных параметров и режимов РТО со структурой сверхпроводящей фазы и электрофизическими свойствами Nb3Sn сверхпроводников, изготовленных различными вариантами метода ВИП (трубным, с общим диффузионным барьером, с распределенным диффузионным барьером).

Разработаны рекомендации по оптимизации конструкции и режимов РТО Nb3Sn сверхпроводников, получаемых методом ВИП, нового поколения с повышенной токонесущей способностью (величиной плотности критического тока – Jc) при сохранении высокого значения относительного остаточного электросопротивления (RRR - Residual Resistive Ratio) медной стабилизации.

Изготовлены партии Nb_3Sn сверхпроводников в промышленных условиях, отвечающих требованиям магнитной системы, HL-LHC и определены их сверхпроводящие свойства.

СТРУКТУРА И СВОЙСТВА Nb3Sn СВЕРХПРОВОДНИКОВ ДЛЯ РАЗЛИЧНЫХ МАГНИТНЫХ СИСТЕМ

Н.В. Коновалова, И.М. Абдюханов, Е.А. Дергунова, М.В. Кравцова, А.С. Цаплева, В.А. Дробышев, К.А. Мареев, М.Н. Насибулин, М.В.Алексеев
АО «ВНИИНМ», г. Москва, NViKonovalova@bochvar.ru

В поисках альтернативных путей получения электроэнергии и изучения природы вещества ученые разрабатывают все более сложные устройства: термоядерные реакторы (ИТЭР, ДЕМО и др.) и крупномасштабные укорители.

Для создания их магнитных систем, как правило, используют сверхпроводящие материалы, чаще всего на основе интерметаллического соединения Nb_3Sn. Требования к таким материалам предъявляют в соответствии с целым комплексом свойств, главными из которых являются: высокая токонесущая способность и низкие энергетические потери.

Одним из наиболее технологичных методов получения сверхпроводников на основе Nb_3Sn является «бронзовый» метод. Его суть заключается в деформации составных заготовок из Nb прутков, помещенных в бронзовую матрицу, методами экструзии и волочения, с промежуточными отжигами до финального диаметра. При этом известно, что высокооловянная бронза (с содержанием Sn 14 % мас. и более) является сложно деформируемой из-за образования хрупких частиц эвтектоида значительно снижающих ее пластичность при переходе предела растворимости Sn в Cu.

В работе проведено сравнение особенностей микроструктуры и механических свойств высокооловянной бронзы, полученной дуплекс-процессом и по Osprey-технологии в литом состоянии. Показано, получение бронзы, с повышенным с 14,2 до 16 мас. % содержанием Sn, с применением Osprey – технологии вместо дуплекс-процесса, позволяет существенно уменьшить количество и размер эвтектоидных частиц (до 12-17 мкм), что вызывает только небольшое увеличение прочностных свойств (на 5-40 МПа) и снижение относительного удлинения в среднем на 5-15 единиц.

На основе бронзы с повышенным до 16 % мас. содержанием Sn в АО «ВНИИНМ» разработаны конструкции, технология получения и изготовлены экспериментальные партии Nb_3Sn проводников (партии ДМ1,0 и ДМ1,5) диаметром 1 мм, с расчетным диаметром волокна 1,89 мм и 1,30 мм, соответственно. Было достигнуто повышение Jc на 15 % по сравнению со средним уровнем этой характеристики сверхпроводников для ИТЭР. Максимум Jc составил 882 А/мм^2 (12 Тл, 4,2 К) на партии ДМ1,0, Ø 1 мм.

Поскольку для сверхпроводников, получаемых по «бронзовой» технологии, имеется ограничение в достижении J_c в среднем на уровне ~1000 А/мм2 (12 Тл, 4,2 К), в работе также были рассмотрены сверхпроводники, получаемые методом внутреннего источника олова (ВИП), в которых возможно дальнейшее повышение токонесущей способности. Исследованы структура и свойства на образцах двух экспериментальных конструкций, отличающихся количеством субэлементов. Измерения критических характеристик сверхпроводников диаметром 1 и 0,82 мм показали, что Jc составила 1223-1330 А/мм2 (12 Т при 4,2 К). Также была разработана методика расчета эффективного диаметра волокна для Nb_3Sn сверхпроводников, полученных методом (ВИП).

ВЛИЯНИЕ ЛЕГИРОВАНИЯ НА СТРУКТУРУ И СВОЙСТВА Nb-Ta ПОЛУФАБРИКАТОВ, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ Nb_3Sn СВЕРХПРОВОДНИКОВ ДЛЯ СИЛЬНЫХ МАГНИТНЫХ ПОЛЕЙ

Савельев И.И., Дергунова Е.А., Цаплева А.С., Абдюханов И.М., Алексеев М.В., Кравцова М.В., Мареев К.А., Насибулин М.Н.
АО «ВНИИНМ», г.Москва, IISavelyev@bochvar.ru

Для создания магнитной системы ускорительного комплекса FCC (Future Circular Collider), который придет на смену действующему ускорителю LHC (Large Hadron Collider) необходимы Nb_3Sn сверхпроводники с высокой токонесущей способностью более 1500 А/мм^2 в магнитном поле 16 Тл. Одним из вариантов повышения токовых характеристик Nb_3Sn сверхпроводников является их легирование танталом. В работе исследовано влияние легирования танталом на структуру и свойства полуфабрикатов в виде прутков из сплавов ниобия с 4 и 7,5 мас.% Ta, применяемых при изготовлении Nb_3Sn сверхпроводников методом внутреннего источника подпитки оловом (ВИП).

Проведено исследование микроструктуры и механических свойств прутков с различной степенью накопленной деформации после термической обработки по различным режимам. Установлено, что полностью рекристаллизованная структура со средним размером зерна 10÷40 мкм в прутках может быть получена после отжига при 900 °С в условиях накопленной деформации ln(μ) от 3,31 до 5,32. Увеличение температуры отжига до 1000 и 1100 °С приводит к увеличению среднего размера до 80 мкм.

Микротвёрдость по Виккерсу (H_μ) изготовленных прутков с ln(μ)=4,1 и ln(μ)=5 в рекристаллизованном состоянии на ~15 HV выше, чем у аналогичных прутков из высокочистого ниобия. Увеличение содержания тантала с 4 до 7,5 мас.% в сплаве не приводит к её заметному изменению. Установлено, что предел прочности (σ_B) Nb-Ta прутков в рекристаллизованном состоянии на 25÷45 МПа выше, чем у аналогичных прутков из чистого ниобия и практически не зависит от количества тантала (в рассмотренном интервале содержаний). При этом относительное удлинение (δ) прутков обоих сплавов также находится на одном уровне ~30%, что несколько меньше по сравнению с δ=40% аналогичных прутков из чистого ниобия.

Введение тантала способствовало получению более мелкозёренной структуры по сравнению с аналогичными прутками из чистого ниобия марки НбМ: средний размер зерна уменьшился в 1,5-2 раза, при сохранении уровня механических свойств, близкого к чистому ниобию.

Полуфабрикаты в виде прутков из сплавов ниобия с 4 и 7,5 мас.% Ta, полученные с применением разработанных режимов, были успешно применены при изготовлении экспериментальных партий Nb_3Sn стрендов в промышленных условиях АО ЧМЗ. Показано, что применение прутков из сплавов ниобия с 4 и 7,5 мас.% Ta в качестве материала волокон, позволяет получить длинномерный композиционный многоволоконный сверхпроводник диаметром 1,0 мм с размером единичного волокна ~ 1,2 мкм, что подтверждает их технологичность.

Акционерное общество «Высокотехнологический
научно-исследовательский институт неорганических
материалов имени академика А.А. Бочвара»
Россия, 123098, г. Москва, ул. Рогова, д. 5а
Тел.: 8(499) 190-89-99, доб. 82-97
факс: 8(499)196-41-68
e-mail: vniinm@rosatom.ru
www.bochvar.ru