3-я Школа молодых ученых

«НАУЧНЫЕ ОСНОВЫ ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЙ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА»

9-12 октября 2025 | г. Красноярск

РНФ
Российский научный фонд

МГУ имени М.В. Ломоносова
ХИМИЧЕСКИЙ ФАКУЛЬТЕТ
1929

СБОРНИК ТЕЗИСОВ

Организатором школы является
МГУ имени М.В. Ломоносова
(Химический факультет,
кафедра радиохимии).

Мероприятие проводится
при финансовой поддержке
Российского научного фонда
в рамках проекта №23-73-30006.

3-я Школа молодых ученых «Научные основы завершающих стадий ядерного топливного цикла»: Тезисы докладов, Москва, 2025. – 44 с.

Цель школы – расширение и углубление знаний и навыков молодых ученых и специалистов в области завершающих стадий ЯТЦ. Основные темы:

- Технологии переработки различных видов РАО
- Методы иммобилизации РАО
- Хранение и захоронение РАО
- Методы характеризации РАО
- Нормативное регулирование
- Актуальные проблемы и направления работ

Настоящие материалы созданы на основании информации, предоставленной участниками и одобренные организационным комитетом. Материалы тезисов публикуются в авторской версии. Организаторы не несут ответственности за неточности и упущения в названиях и адресах, представленных в данном сборнике.

ТЕХНИЧЕСКИЙ ПАРТНЕР

Организация и проведение научных и деловых мероприятий
WWW.MESOL.RU

3-я Школа молодых ученых
«Научные основы завершающих стадий
ядерного топливного цикла»

СБОРНИК ТЕЗИСОВ

Г. Красноярск
9-12 октября 2025 г.

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКОГО (ГЕОХИМИЧЕСКОГО) ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ РАО В ВИДЕ СОЛЕВОГО ПЛАВА С КОНСТРУКЦИОННЫМИ МАТЕРИАЛАМИ УПАКОВКИ РАО

Баранов Д.Ю., Мурлис Д.В., Верещагин П.М., Понизов А.В.

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»,
107140, Москва, Красносельская, дом 2/8, корпус 5
e-mail: baranov@secnrs.ru.

Конструкционные материалы упаковок радиоактивных отходов (РАО) являются инженерными барьерами безопасности (ИББ), которые выполняют изолирующую по отношению к содержащимся в РАО радионуклидам функцию при хранении и захоронении РАО. С течением времени происходит физико-химическое (геохимическое) взаимодействие РАО с конструкционными материалами упаковок РАО, что может сопровождаться нарушением целостности упаковок и изменением их сорбционных свойств. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-055-14 [1] устанавливают требования по учету событий, процессов и явлений при оценке долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО), в том числе: образование химических соединений, снижающих изолирующие свойства ИББ; эволюцию физико-химических процессов с использованием программ численного моделирования. В настоящее время актуальной проблемой является обоснование возможности захоронения в приповерхностных ПЗРО РАО в виде солевого плава. Солевой плав является смесью кристаллогидратов с солесодержанием до 1800 г/л и pH в диапазоне от 10 до 13.

Целью работы являлась расчетная оценка влияния компонентов солевого плава на сорбцию радионуклидов конструкционными материалами на основе бетона [2] с использованием программ геохимического моделирования. Изучаемыми радионуклидами в составе солевого плава являются ^{137}Cs (ввиду его высокой удельной активности – до $1{,}9\cdot10^5$ Бк/кг) и ^{63}Ni (ввиду большого периода полураспада – ~ 100 лет и удельной активности до $3{,}8\cdot10^4$ Бк/кг).

В рамках работы было изучено изменение сорбции ^{137}Cs и ^{63}Ni с учетом реакций ионного обмена и комплексообразования на поверхности бетона. Влияние компонентов солевого плава оценивалось по значению межфазного коэффициента распределения (мл/г).

По результатам геохимического моделирования установлено, что наличие компонентов солевого плава снижает сорбцию ^{137}Cs на бетоне на 2 порядка, ^{63}Ni– на 7 порядков. Сорбция ^{63}Ni снижается при повышении pH от 10 до 11, а в диапазоне от 11 до 13 не меняется. Преимущественная сорбция ^{63}Ni на бетоне происходит по механизму комплексообразования, а ^{137}Cs по ионообменному механизму. Изменение pH слабо влияет на сорбцию ^{137}Cs. При этом, наблюдается незначительное увеличение сорбции ^{137}Cs при pH выше 12.

Литература

[1] Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования (НП-055-14): утв. приказом Ростехнадзора от 22.08.2014 № 379 (в ред. от 18.05.2022).
[2] ГОСТ Р 51824-2001. Контейнеры защитные невозвратные для радиоактивных отходов из конструкционных материалов на основе бетона. Общие технические требования. – М.: Госстандарт России, 2001. – 8 с.

КЕРАМИЧЕСКИЕ МАТРИЦЫ НА ОСНОВЕ БЕНТОНИТОВОЙ ГЛИНЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАО, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ФТОРИДНОГО ОЯТ ЖСР

Басова А.А.,[а] Гербер Е.А.,[б] Неволин Ю.М.[а,б], Петров В.Г.[а]

[а]Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, 119992, Москва, Ленинские горы 1 стр.3,
[б]Институт физической химии и электрохимии РАН, 119071, Москва, Ленинский проспект, 31 корп.4
e-mail: anna.basova@chemistry.msu.ru

Развитие ядерной энергетики ставит новые задачи перед всем миром, в том числе и в области обращения с радиоактивными отходами. Разрабатываемые концепции по замыканию ядерного топливного цикла включают в себя не только регенерацию топлива и дальнейший его возврат в цикл, но и извлечение долгоживущих минорных актинидов и последующее их «дожигание» в жидкосолевых реакторах. В реакторах такого типа рабочим телом является расплав солей. В качестве соли рассматриваются два эвтектических состава: FLiNaK (фториды литий, натрия, калия) и FLiBe (фториды лития и бериллия). На данный момент нет простых и надежных способов перевода радиоактивных отходов, состоящих из смеси фторидов продуктов деления (щелочноземельные металлы, цезий, редкоземельные и благородные металлы и др.), в устойчивую для иммобилизации форму.

В данной работе синтезированы образцы, представляющие собой эвтектическую смесь FLiNaK с имитаторами высокоактивных отходов (до 30 мас.%), представленных фторидами Cs, Sr, РЗЭ (Ce, Nd) и бентонита природного неочищенного. Образцы в виде таблеток отжигали при различных температурах (700-1000 °C). Определен фазовый состав, доказана высокая химическая стойкость при 25 °C (скорость выщелачивания цезия < 10^{-5} г/(см^2·сут)), высокая механическая прочность (> 9 МПа) при всех выбранных температурах отжига (650-900°C). Методами рентгенофазового анализа с *in-situ* нагревом и термогравиметрии с дифференциальной сканирующей калориметрией определено, что при температуре ~700 °C происходят наиболее значимые изменения в структуре образцов матриц. Показано, что фтор связывается с составляющими глины при температурах ниже 800 °C. Оптимальным для синтеза является температурный диапазон 650-800 °C. Показано, что добавление соединений кальция положительно влияет на связывание фторид-иона, увеличивается температура начала выделения HF, прочность образцов, снижается выщелачивание цезия.

Использование метода искрового плазменного спекания позволяет получить аналогичные по характеристикам образцы матриц. Кроме того, данный метод позволяет проводить синтез быстрее и потенциально пригоден для получения массивных образцов. Таким образом, показана принципиальная возможность использования материалов на основе бентонитовой глины для иммобилизации фторидных РАО.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ КЕРАМИЧЕСКОГО КАЧЕСТВА В ПРОЦЕССЕ ВОССТАНОВИТЕЛЬНОЙ РЕЭКСТРАКЦИИ

Булаев Н.А., Конников А.В., Рудских В.В., Кадочигов К.А., Мальцев А.А., Баринова Н.В., Юмагуен А.З., Мелентьев А.Б., Логунов М.В.

ФГУП «Производственное объединение «Маяк»
456780, Озерск, проспект Ленина, 31
e-mail: cpl@po-mayak.ru

Одним из направлений усовершенствования технологии переработки ОЯТ является модернизация аффинажного узла Pu с использованием процесса восстановительной реэкстракции. Наиболее перспективным бессолевым восстановителем в настоящее время является карбогидразид (КГ). Также в качестве реэкстрагирующего реагента рассматривается ацетогидроксамовая кислота (АГК), которая проявляет комплексообразующие и восстановительные свойства.

Целью данной работы является оценка принципиальной возможности получения диоксида плутония керамического качества из оксалатов трехвалентного плутония для вовлечения его в производство МОКС-топлива.

При проведении работы были исследованы следующие аспекты:

- проанализировано влияние параметров осаждения оксалатов трёхвалентного плутония на структуру осадков и свойства порошков диоксида плутония, полученных после термообработки;
- при различных режимах оксалатного осаждения трёхвалентного плутония отпрессованы и спечены таблетки МОКС-топлива, определена их плотность, изучена морфология и проведена оценка керамических качеств;
- выбран оптимальный режим осаждения оксалатов трёхвалентного плутония, по которому проведена наработка серии таблеток МОКС-топлива с их последующей характеризацией. Выход в годное по показателю плотность спечённой таблетки составил 73 %.

В результате проведённой работы была показана принципиальная возможность получения таблеток МОКС-топлива с использованием диоксида плутония, наработанного из оксалатов трёхвалентного плутония.

Для однозначного утверждения пригодности Pu(III) в производстве МОКС-топлива в промышленном масштабе требуется более детальная проработка каждого аспекта, начиная с подготовки исходного азотнокислого раствора плутония, заканчивая температурой и временем сушки и прокаливания оксалата Pu(III).

РАЗДЕЛЕНИЕ ЭКСТРАГЕНТА ТРИБУТИЛФОСФАТА И РАЗБАВИТЕЛЕЙ МЕТОДОМ ЭКСТРАКЦИИ С ФОСФОРНОЙ КИСЛОТОЙ

Васюнина Е.В., Погляд С.С., Дмитриева О.С, Лизин А.А.

АО «ГНЦ НИИАР», 433510, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9
e-mail: e.piterkina94@mail.ru

Смесь трибутилфосфата с различными разбавителями, как правило 30%об., является самым популярным экстрагентом в технологии переработки облученного топлива и мишеней. В ходе проведения экстракции трибутилфосфат подвержен гидролизу и радиолизу. Указанные процессы приводят к накоплению дибутилфосфата, монобутилфосфата и фосфорной кислоты, что приводит к снижению селективности по отношению к плутонию и урану, падению коэффициента очистки и, следовательно, требует регенерации экстрагента и, в конечном итоге, замены экстрагента. [1] Накопленный отработавший экстрагент относится к сложным для обращения радиоактивным отходам.

Для переработки отработанного трибутилфосфата (ТБФ), был предложен метод, сочетающий экстракционное разделение ТБФ и разбавителя фосфорной кислотой с последующим разложением ТБФ в растворе фосфорной кислоты.

В экспериментах по экстракции использовали фосфорную кислоту с концентрацией 15 моль/л. В качестве исследуемых разбавителей использовали н-декан, керосин и изопар М. При мольных соотношениях кислота ТБФ 3:1 и 4:1, достигалось количественное отделение разбавителя - объем выделяемой фазы разбавителя составил 1/3 часть от исходного объема 30% экстрагента в разбавителе. При этом при более низких соотношениях, например 2:1 – полного выделения за одну стадию экстракции получить не удалось.

Разбавитель, выделенный после экстракции, можно использовать повторно, но для этого потребуется дополнительные стадии очистки, такие как обработка оксидом алюминия и силикагелем. [2]

На следующем этапе планируется изучить разложение отделенного ТБФ при 200°С при атмосферном давлении. Продуктами такого разложения, по предварительной оценке, является фосфорная кислота и бутен - основной неконденсируемый продукт в отходящих газах. [3] Планируются дополнительные исследования режима разложения для перевода бутена в более высококипящие соединения. Образующийся избыток фосфорной кислоты предполагается нейтрализовать и использовать в составе матриц для иммобилизации РАО.

Литература

[1] Способ переработки отработанного экстрагента, содержащего трибутилфосфат. Алексеенко В.Н., Аксютин П.В., Барцева Ю.В., Кузьмин В.И., Кузьмин Д.В., Гудкова Н.В. Патент RU 2791103 C1, Федеральное государственное унитарное предприятие "Горно-химический комбинат" (ФГУП "ГХК") (RU)

[2] W. Bahr, W. Hild, S. Drobnik, L. Kahl, M. Kelm, W. Kluger, H. Krause, W. Finsterwalder and W. Ruth, “Recent Experiments on the Treatment of Medium Level Wastes and Spent Solvent and on Fixation into Bitumen.”, IAEA - SM - 207 / 81. Proceedings of symposium on managementof radioactive wastes from the nuclear fuel cycle, Vienna, 22 - 26 March, 1976.

[3] H. E. Schrich, L. Humblet and J. Van Geel, "Studies On The Treatment Of Organic Wastes, Part V, The EUROWATT Process", Report ETR- 287 (1980).

НОВЫЕ АСИММЕТРИЧНЫЕ ПИРИДИН- И 1,10-ФЕНАНТРОЛИН-ДИФОСФОНАТЫ КАК ЛИГАНДЫ ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ ТРЕХВАЛЕНТНЫХ f-ЭЛЕМЕНТОВ

Глушков Е.Д., **Евсюнина М.В., Абель А.С., Матвеев П.И.**

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Химический факультет, 119991, Москва, ул. Ленинские горы, д. 1 стр. 3,
e-mail: egorunium@gmail.com

Производные 1,10-фенантролина и пиридина, содержащие фосфонатные группы в α-положениях к атому азота, являются перспективными хелаторами для экстракционного разделения *f*-элементов[1,2]. Получение лигандов, содержащих фосфонатные группы с различными алкильными заместителями открывает потенциальную возможность для тонкой настройки их координационных и экстракционных свойств.

В данной работе была продемонстрирована возможность использования реакции Арбузова для получения продуктов монозамещения из 2,9-дихлор-1,10-фенантролина или 2,6-дихлорпиридина и соответствующего триалкилфосфита. Дальнейшая модификация с использованием C-P кросс-сочетания позволила получить новый класс асимметричных хелатирующих агентов.

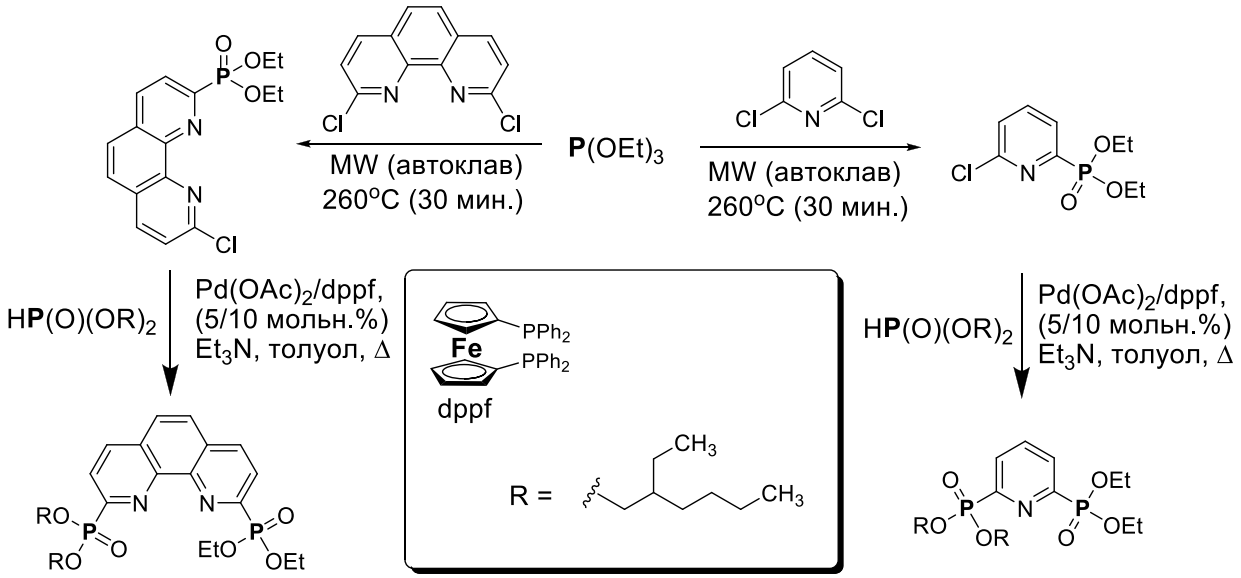


Рисунок 1. Схема некаталитического фосфонилирования дихлор-производных пиридина и 1,10-фенантролина с дальнейшей асимметричной функционализацией.

Исследованные диэтил-диизооктил дифосфонаты показали факторы селективности для пары Am(III)/Eu(III) до 10, а также продемонстрировали возможности нового способа влияния на экстракционную эффективность за счёт несимметричных заместителей.

Литература
[1] Matveev P.I., Huang P.W., et al. *Inorg. Chem.*, 2021, **60**(**19**), 14563–14581.
[2] Konopkina, E.A., Matveev, P.I., et al. *Dalton Transactions*, 2022, **51**(**29**), 11180-11192.

РАО ОТ ФАБРИКАЦИИ U-Pu ТОПЛИВА

Губская М.Л., Русанов С.В., Лукьянова И.Е.

Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,
662972, Железногорск, улица Ленина 53,
e-mail: sibghk@rosatom.ru

Ежегодно на ФГУП «ГХК» образуется более 70000 м^3 жидких и до 1000 м^3 твердых радиоактивных отходов. ФГУП «ГХК» имеет развитую инфраструктуру обращения с РАО.

От 60 до 80% всех ТРО, образующихся в результате текущей деятельности ФГУП «ГХК», приходится на материал для дезактивации поверхностей.

При дезактивации помещений (≈10000м^2) завода по фабрикации МОКС-топлива и узла по переочистке плутония образование отходов в виде использованного материала «нетканое» полотно могло составлять до 0,6 м^3/сутки категории НАО и 0,4 м^3/сутки категории ОНАО.

Для оптимизации процессов дезактивации поверхностей применяется оптимальный состав дезактивирующих растворов (двухфазный окислительно-воостановительный раствор первая фаза - NaOH массовой доли 0,5%, $KMnO_4$ массовой доли 0,5%); вторая фаза - кислотного состава (HNO_3 молярной концентрации 0,1 моль/л, $C_2H_2O_4$ массовой концентрации 2 г/л).

С целью минимизации количества образующихся ТРО была разработана программа опытных работ по дезактивации помещений III зоны альтернативным материалом.

В качестве альтернативного протирочного материала были выбраны полотна из микрофибры плотностью до 250 г/м^2, проведены опытные операции по проверке эффективности применения.

Для дезактивации (стирки) микрофибры применяются бытовые стиральные машинки с загрузкой до 6 кг. Стирка осуществляется с применением подобранной бытовой химией.

В ходе выполнения программы опытных работ по дезактивации помещений III зоны полотном из микрофибры проводился анализ количества циклов использования, последующих режимов стирки полотен из микрофибры и физического износа материала.

Таблица 1. Дезактивация поверхностей микрофиброй после стирки

Кол-во циклов стирки	Дезактивация поверхностей микрофиброй после стирки, част/(мин*см^2)			Остаточное загрязнение микрфибры после стирки, част/(мин*см^2)
	До стирки	После стирки	Коэффициент отмывки	
1	4,6	1,9	2,42	≤1
2	6,08	2,24	2,71	≤1
3	6,36	1,7	3,74	≤1
4	6,14	2,06	2,98	≤1

По результатам проведения опытных операций по стирке выяснено, что полотно из микрофибры имеет высокую механическую прочность, выдерживает большое количество циклов стирки и не ухудшает качество дезактивации поверхностей.

КОНТЕЙНЕРИЗАЦИЯ ПОСТУПАЮЩИХ С БЕЛОРУССКОЙ АЭС НА ЗАХОРОНЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НИЗКОЙ АКТИВНОСТИ

Кузьмина Н.Д., Жемжуров А.М., Горбачева Н.В.

ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, ул. Академика Красина, 99,
220109, г. Минск, Беларусь,
e-mail: zhemzhurov.a@sosny.bas-net.by

Обязательным этапом подготовки РАО к захоронению является их кондиционирование – выполнение операций по изготовлению конечных форм упаковок РАО. Для планируемых сооружений захоронения требования к конечным формам упакованных РАО определяются исходя из общих критериев приемлемости для захоронения, регламентированных в [1].

Система обращения с РАО на АЭС не предусматривает создание конечных форм упаковок РАО, отвечающих критериям приемлемости для захоронения. Упаковки с горючими НАО и ОНРАО, сформированные на основе 200-литровых бочек, не удовлетворяют критериям приемлемости [1] в части обязательного размещения горючих ТРО в контейнере, соответствующем требованиям к огнестойкости, а требования к сохранению изолирующей способности упаковки минимальны – на срок до размещения на захоронение. Для размещения на захоронение этих первичных упаковок РАО при разработке технической концепции ПЗРО [2] был рекомендован контейнер НЗК-150-1,5П, обеспечивающий необходимые требования к огнестойкости и унификацию с проектным решением по контейнеризации отвержденных жидких РАО, осушенных ионообменных смол и бочек с ТРО категории САО. Отметим, что для этих категорий РАО защитные и изоляционные свойства НЗК-150-1,5П избыточны.

В развитие исследовательской работы [3] в настоящем докладе анализируются альтернативные варианты контейнеризации, соответствующие требованиям к огнестойкости и габаритным размерам типоряда НЗК-150-1,5П: железобетонный контейнер с габаритами НЗК-150-1,5П большей вместимости и защитный металлический контейнер (КМЗ).

Выполненные расчеты показали, что для рассматриваемых низкоактивных отходов (удельная активность радиоактивного содержимого менее 10^4 Бк/г) не требуется дополнительная радиационная защита – упаковка служит только как изолирующий от внешней среды барьер и обеспечивает удобство обращения с отходами.

Предложенные варианты создания конечных форм упаковок горючих РАО низкой активности Белорусской АЭС на основе железобетонных и металлических контейнеров позволят снизить объемы (брутто), подлежащие захоронению, по сравнению с принятым ранее в концептуальном проекте ПЗРО способом контейнеризации в НЗК-150-1,5П.

Литература

[1] Нормы и правила «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» – утв. постановлением МЧС Респ. Беларусь, 16.07.2019, № 47.
[2] Жемжуров М.Л., Кузьмина Н.Д. Техническая концепция захоронения очень низкоактивных, низкоактивных и короткоживущих среднеактивных радиоактивных отходов Белорусской АЭС // Вес. Нац. акад. навук Беларусі. Серия фіз.-тэхн. навук. 2022. № 1. С. 105–118.
[3] Жемжуров А.М., Горбачева Н.В. Возможные способы кондиционирования эксплуатационных РАО низкой активности Белорусской АЭС // Сахаровские чтения – 2025: экологические проблемы XXI века. – Минск: БГУ, 2025. – С. 49–54.

КОМПАКТИЗАЦИЯ ОТРАБОТАВШИХ СИЗ ПРИ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОМ ПЛАВЛЕНИИ

Замалтдинова А.Р., Болдаков В.А., Копанева К.О., Дмитриева О.С., Абрамов С.В., Серебряков В.В., Погляд С.С.

АО «Государственный научный центр – научно-исследовательский институт атомных реакторов», 433510, г. Димитровград, ш. Западное, д. 9
e-mail: Salakhova2323@yandex.ru

В процессе эксплуатации промышленных радиационных объектов накапливается значительное количество твердых радиоактивных отходов (ТРО), в состав которых входят отработавшие средства индивидуальной защиты (СИЗ). Целью настоящей работы является разработка метода компактизации отработавших СИЗ при низкотемпературном плавлении без озоления. Такой способ позволит сократить объемы ТРО и уменьшить затраты на их захоронение.

В работе использовали СИЗ, состоящие из полиэтилена, полипропилена, поливинилхлорида (ПВХ) и резины. Выбор температурного режима нагрева осложняется различной температурой плавления представленных материалов, выделением хлорсодержащих и смолистых веществ в данном процессе [1, 2].

Произведена апробация процесса плавления различных вариаций смесей фрагментов СИЗ в шахтной печи при температурах 175°С и 200°С. Фрагменты СИЗ помещались в печь в тефлоновом тигле. Улавливание отходящих газов осуществлялось при помощи щелочной ловушки объемом 250 мл с раствором NaOH концентрацией 1 моль/л.

Провели серию экспериментов при температуре 200°С с фиксированной массой навесок фрагментов СИЗ, равной 9 г. Массовые соотношения каждого составляющего СИЗ в смесях варьировали от 10 % до 40 %. По окончании процесса вынимали образец из тигля, определяли убыль объема и массы СИЗ. Массу хлороводорода, поглощённого ловушкой, определяли методом кислотно-основного титрования. Отмечено, что наибольший вклад в формирование летучих компонентов вносит поливинилхлорид, поэтому при содержании его в смеси более 10 % происходит большая убыль массы в связи с уносом значительного количества хлорсодержащих газообразных продуктов.

При температуре 175°С содержание ПВХ не оказывает влияния на характеристики процесса плавления, уноса летучих газообразных продуктов не наблюдается даже при его содержании в смеси, равном 30 %.

Проведенные исследования позволяют сделать следующие выводы: на выбор температуры плавления оказывает влияние содержание ПВХ. Варьируя температуру процесса от 175 °С до 200 °С и содержание ПВХ от 10 % до 40 %, можно добиться условий, при которых не будет происходить уноса газообразных продуктов и при этом будет наблюдаться наименьшая убыль массы при наибольшем уменьшении объема.

Литература

[1] Свирщевский, С. Ф. Термическое разложение отходов, содержащих поливинилхлорид / С. Ф. Свирщевский, С. Л. Лейнова, В. В. Понарядов. — Текст: непосредственный // Сб. науч. трудов «Экологические проблемы промышленных городов». — Саратов: издательство СГТУ, 2013. — С. 9.

[2] Журавлева, И.И. Высокомолекулярные соединения. Часть VI. Синтетические полимеры: учебное пособие / И.И. Журавлева, В.А. Акопьян. – Самара: Издательство «Самарский университет», 2014. – 528 с.

СИНТЕЗ И ХАРАКТЕРИСТИКА СОЕДИНЕНИЯ ТРЁХВАЛЕНТНОГО УРАНА

Зубкова В.В.

Студентка, 4 курс специалитета
Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Химический факультет, Москва, Россия
e-mail: vladislava.zubkova@chemistry.msu.ru

Соединения урана в степени окисления +3 являются актуальными объектами для исследований в области координационной химии актинидов, а также для решения прикладных задач, связанных с разработкой новых подходов к переработке отработанного ядерного топлива (ОЯТ), в частности — селективного восстановления и выделения урана из многокомпонентных систем . Несмотря на то, что к настоящему времени известно свыше 200 соединений U(III), наибольшее внимание уделяется галогенидам и их производным. При этом стабильные сульфатсодержащие комплексы трёхвалентного урана изучены в меньшей степени, хотя их устойчивость может быть существенно повышена за счёт специфики кристаллической структуры.

В данной работы осуществлён синтез и структурная идентификация двойного сульфата урана (III) и цезия — $Cs[U(SO_4)_2(H_2O)_3]\cdot H_2O$. Целевое соединение получено путём электрохимического восстановления соединения U(VI) на ртутном катоде в 0,7 М растворе HCl с последующим введением Cs_2SO_4 для начала кристаллизации продукта [1]. Синтез контролировали с помощью спектрофотометрии (Рис. 1, А).

Полученное соединение охарактеризовано с применением комплекса аналитических методов: рамановской спектроскопии, XANES (Рис. 1, Б) и монокристальной рентгеновской дифракции (РСА) (Рис. 1, В). Установлено, что $Cs[U(SO_4)_2(H_2O)_3]\cdot H_2O$ кристаллизуется в пространственной группе $P2_1/c$ и является изоструктурным $Cs[U(SO_4)_2(H_2O)_3]\cdot H_2O$. Уран(III) окружён восемью атомами кислорода, формируя геометрию, близкую к квадратно-антипризматической. Сдвиг края поглощения в XANES-спектре относительно U(IV) составляет около 5 эВ, что свидетельствует о степени окисления +3 [2].

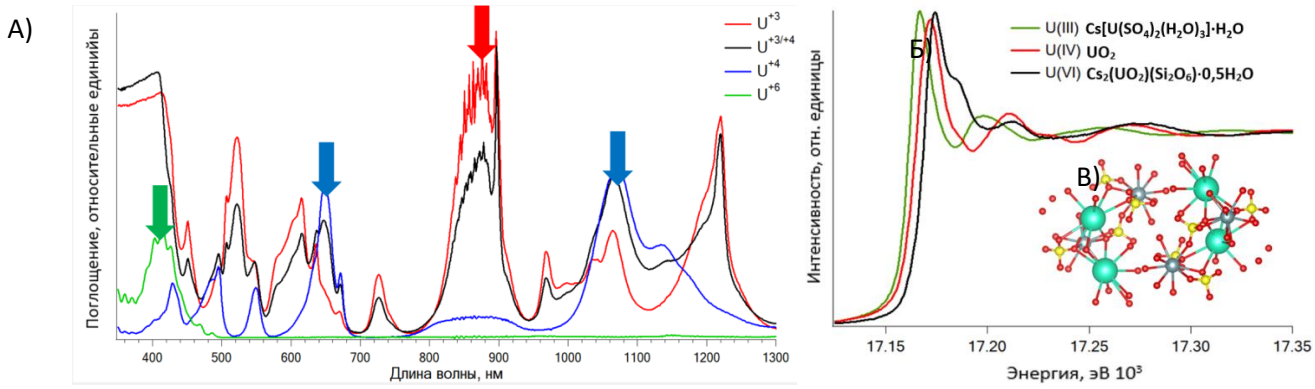


Рисунок 1. А) Спектрофотометрия. Б) XANES для $Cs[U(SO_4)_2(H_2O)_3]\cdot H_2O$. В) Структура $Cs[U(SO_4)_2(H_2O)_3]\cdot H_2O$, полученная по данным (РСА).

Впервые охарактеризованное стабильное соединение U(III) с сульфатами открывает возможности для дальнейших исследований химии актинидов в низших степенях окисления, а также разработки новых стабильных координационных соединений урана.

Литература

[1] Yusov A.B., V. P. Shilov,V. F. Peretrukhin, and A. M. Fedoseev. // Radiochemistry. 2007. Vol. 49, № 1. P. 1–13. Poliakova T., I. Nevolin, A. Shiryaev, A. Fedoseev, M. Grigoriev, A. Averin, V. Zubkova, D. Novichkov, A. Trigub, A. Krot, M. Volgin, and [2] P. Matveev. Structural Regularities, Thermal Stability, and Nature of Chemical Bonding in the Series of Actinide Double Sulfates $Cs[An(SO_4)_2(H_2O)_3]\cdot H_2O$ (An = U, Np, Pu, or Am) // Inorganic Chemistry. 2025. Vol. 64, № 8. P. 3664–3676.

МОДЕЛЬНОЙ АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ КОНСТРУКЦИИ СИСТЕМЫ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРОГНОЗНЫЕ РАСЧЕТЫ МИГРАЦИИ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ИЗ ПУНКТА ПРИПОВЕРХНОСТНОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

Камышева Р.А.[а], **Лехов В.А.**,[а] **Романчук А.Ю.**, [а]
Семенкова А.С.,[а] **Крупская В.В.** [б]

[а] *МГУ им. М. В. Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы, 1,*
[б]*ИГЕМ РАН, 119017, Москва, Старомонетный пер., 35*
e-mail: kamisheva. raisa@yandex.ru

Перспективным материалом для создания инженерных барьеров безопасности (ИББ) при захоронении радиоактивных отходов (РАО) являются бентонитовые глины, обладающие высокими противофильтрационными свойствами. В случае полного отсутствия или малого влияния конвективной составляющей потока через ИББ может доминировать диффузионный массоперенос. Актуальным вопросом безопасности хранилищ РАО является прогнозирование эффективного коэффициента диффузии (*De*) анионов радионуклидов в уплотненном бентоните. Ряд эмпирических моделей, таких как закон Арчи [1], описывают связь *De* с пористостью (ε_{acc}), которая определяется как фактическая степень пустотности для диффузии радионуклидов. Общая пористость (ε_{tot}) может быть разделена на межслоевую пористость (ε_{il}) и межчастичную пористость (ε_{ip}), которая состоит из пористости свободного слоя (ε_{free}) и пористости двойного электрического слоя ДЭС (ε_{ddl}), который образуется на отрицательно заряженной поверхности глинистых частиц. ДЭС делает частично или полностью недоступными часть пористого пространства для диффузии анионов, создавая эффект анионного исключения [2].

В данном исследовании было проведено лабораторное определение эффективного коэффициента диффузии и эффективной пористости ($\varepsilon_e = \varepsilon_{acc} + K_d$, где K_d -коэффициент распределения исследуемого радионуклида) для $^{36}Cl^-$ и НТО на образцах бентонита месторождения 10-й Хутор в зависимости от плотности скелета от 1000 до 1700 кг/м3, а также для двух ионных сил раствора (0,01М и 1М) и дистиллированной воды [3]. Эксперименты проводились по методу сквозной диффузии согласно методике ФР.1.31.2022.44415. Значения для *De* для $^{36}Cl^-$ составили от $3{,}32\times10^{-12}$ до $8{,}61\times10^{-11}$ м^2/с, для НТО от $2{,}15\times10^{-11}$ до $1{,}24\times10^{-10}$ м^2/с. Эффективная пористость варьировалась соответственно от 0,03 до 0,33 для $^{36}Cl^-$ от 0,17 до 0,59 для НТО. Зафиксирована обратная зависимость плотности скелета и эффективных коэффициентов диффузии, описываемая экспоненциальной регрессионной моделью.

Следующим этапом исследования является вычисление распределение пористости уплотненного бентонита и анализ связь между различными видами пористости и эффективным коэффициентом диффузии на основании опубликованных моделей [1,4].

Литература

[1] Van Loon LR, Mibus J (2015) A modified version of Archie's law to estimate effective diffusion coefficients of radionuclides in argillaceous rocks and its application in safety analysis studies. Appl Geochem 59:85–94. https:// doi. org/ 10. 1016/j. apgeo chem. 2015. 04. 002.
[2] Van Loon LR, Glaus MA, Müller W (2007) Anion exclusion effects in compacted bentonites: towards a better understanding of anion diffusion. Appl Geochem 22(11):2536–2552. https:// doi.org/ 10. 1016/j. apgeo chem. 2007. 07. 008 3. Иванов И.И., Петров П.П., Сидоров С.С. Патент 3333333 РФ, 2005.
[3] Белоусов П. Е., Крупская В. В., Закусин С. В., Жигарев В. В. Бентонитовые глины месторождения 10-й Хутор (Республика Хакасия): особенности генезиса, состава и адсорбционных свойств // Вестн. РУДН. Сер.: Инж. исслед. 2017. Т. 18, № 1. С. 135-143.
[4] Wigger, C.; Van Loon, L. R. Importance of interlayer equivalent pores for anion diffusion in clay-rich sedimentary rocks. Environ. Sci. Technol**. 2017**, 51, 1998– 2006, DOI: 10.1021/acs.est.6b03781

ОПЫТ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ АО «ТВЭЛ»

Клюкина А.О.

Акционерное общество «ТВЭЛ», 115409 Каширское шоссе, 49,
e-mail: AnOKlyukina@tvel.ru

Проведение работ по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) является неотъемлемой частью жизненного цикла ЯРОО.

АО «ТВЭЛ» (Топливная компания) с 2019 года является интегратором по вопросам вывода из эксплуатации ЯРОО и обращения с РАО

В Топливной компании вывод из эксплуатации ЯРОО решается комплексно, для чего созданы центры компетенций по выводу из эксплуатации (ЦКВЭ), которые разрабатывают, проектируют, внедряют и используют современные технологии вывода из эксплуатации:

АО «ЦПТИ» – инжиниринговый ЦКВЭ (проведение КИРО, проектирование вывода из эксплуатации объектов, конструирование оборудования для реализации проектов);

АО «АЭХК», АО «СХК» – производственные ЦКВЭ, применяющие технологии вывода из эксплуатации и обращения с РАО в производственной деятельности;

АО «ВНИИНМ» – ЦКВЭ по разработке технологий вывода из эксплуатации.

В докладе рассматриваются вопросы организации и выполнения работ по выводу из эксплуатации ЯРОО, технологии обращения РАО, применяемые при выводе из эксплуатации, вопросы организации и реализации работ по изменению статуса пунктов размещения особых РАО на пункты их консервации.

Показаны результаты проведенных НИОКР и применяемых цифровых разработок, которые существенно снижают трудозатраты и повышают производительность и качество работ по подготовке к выводу из эксплуатации и непосредственно выводу из эксплуатации.

Отмечены как основные перспективные, так и требующие неотлагательного решения вопросы, в частности:

- создание облегченных ППЗРО;
- нормативное регулирование и применение на практике цифрового проектирования;
- необходимость создания эффективной (в т.ч. экономически) технологии консервации пунктов размещения особых РАО;
- нормативное определение и создание системы обращения с отходами производства и потребления в повышенным содержанием техногенных радионуклидов.

ЭКСТРАКЦИОННОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ С ПОМОЩЬЮ МАКРОЦИКЛИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ

Койфман М.И., **Матвеев П.И.**

Московский Государственный Университет им. М.В. Ломоносова, Химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы, д. 3, стр. 1
e-mail: koifman2014@yandex.ru

Одной из ключевых стадий концепции фракционирования высокоактивных отходов (ВАО), принятой в России, является выделение короткоживущей фракции (КФ), состоящей из радионуклидов Cs(I) и Sr(II) [1]. Гидрометаллургическая переработка ВАО основана на жидкостной экстракции, для успешного применения которой требуются высокоселективные экстрагенты. С учетом «жесткой» структуры катионов Cs(I) и Sr(II), для их выделения рассматриваются различные макроциклические соединения, содержащие несколько «жестких» донорных атомов кислорода [2].

Большинство ранее изученных экстракционных систем на основе макроциклов обладают одним или несколькими недостатками, главными из которых являются невозможность совместного выделения всех компонентов КФ, а также использование «легкого» углеводородного растворителя. На данный момент ведется разработка новых экстрагентов, обладающих достаточной растворимостью в высокополярном «тяжелом» фторированном растворителе *мета*-нитробензотрифториде (Ф-3) и способных одновременно извлекать ионы Cs(I) и Sr(II) из ВАО [3].

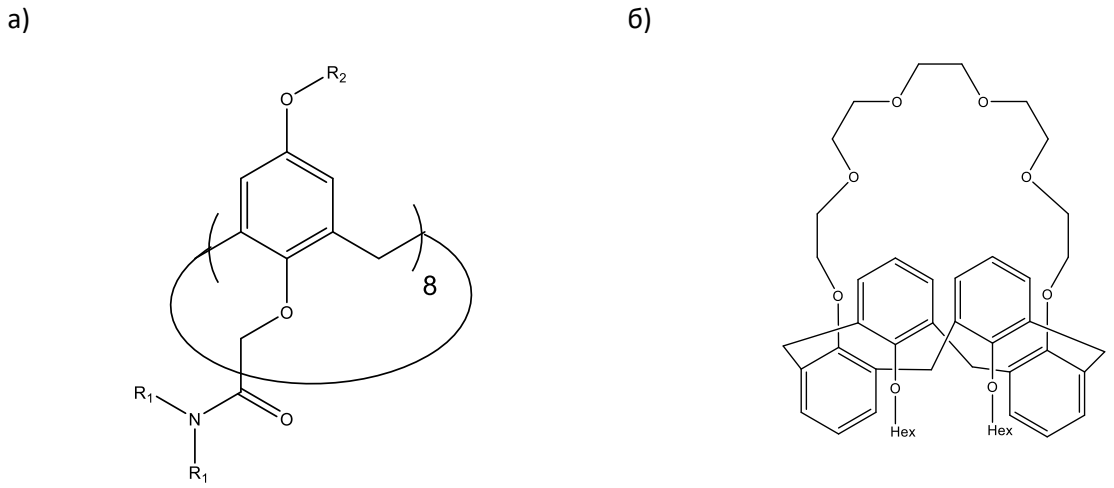


Рис. 1. Структурные формулы экстрагентов.

Объектами исследования в данной работе был ряд каликс[8]аренов (рис. 1.а) с фиксированным размером полости, а также различные макроциклы с варьируемым размером полости, например 1,3-альтернат (рис. 1.б) в Ф-3. Изучены комплексообразующие и экстракционные свойства соединений по отношению к различным металлам. Детальное внимание уделено возможности совместного выделения КФ в присутствии лантаноидов и других катионов щелочных и щелочноземельных металлов.

Литература
[1] M. V. Logunov. Radiochemistry. 2020, 62, 6, 700-722.
[2] Хираока М. Краун-соединения: пер. с англ. / М.: Мир. 1986. 364 С.
[3] I.V. Smirnov. Solvent extraction and ion exchange. 2022, 40, 7, 756-776.

РАЗРАБОТКА И АПРОБАЦИЯ МАЛОГАБАРИТНОГО ОБРАЗЦА СИСТЕМЫ ИЗМЕРЕНИЯ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ГАММА ИЗЛУЧЕНИЯ И ИНДИКАЦИИ НАЛИЧИЯ БЕТА-ИЗЛУЧЕНИЯ В ТРУДНОДОСТУПНЫХ МЕСТАХ

Колесов В.В.

Акционерное общество «ТВЭЛ», 115409 Каширское шоссе, 49
e-mail: VikVlKolesov@tvel.ru

При проведении работ по демонтажу оборудования на объектах использования атомной энергетики требуется получить максимально точную и полноценную картину радиационных полей во всех возможных точках расположения такого оборудования и его окружения.

Объекты использования атомной энергии имеют многочисленные трубопроводы, предназначенные для перекачки самых разных сред, в том числе и радиоактивных. Как следствие, трубы могут обладать радиоактивным загрязнением внутренней и внешней части трубопровода.

Для целей индикации и определения гамма и бета-излучения был разработан малогабаритный образец системы. Принцип работы системы измерения основан на эффекте свечения оптоволокна при воздействии на него ионизирующих излучений. В рамках апробации были проведены экспериментальные исследования пропускания оптического волокна для различных длин волн электромагнитного излучения оптического диапазона и спектра излучения, возникающего при взаимодействии электронов различного энергетического спектра с волокном.

Внешний вид оптоволоконного жгута и его внутренняя структура представлена на рисунке

Рисунок 1. Внешний вид оптоволоконного кабеля и его внутренняя структура

Во внешней группе содержится 42 оптических волокна для регистрации бета-излучения. Сердцевина состоит из 115 волокон и предназначена для регистрации гамма - квантов. Боковая поверхность оптоволоконного жгута имеет светозащитное окно, препятствующее фоновой засветке жгута, но пропускающее бета излучение. Окна в наконечнике позволяют бета излучению воздействовать на волокна, расположенные по внешнему контуру кабеля.

Каждый канал оптоволоконного кабеля подключается к фотоприемнику на основе фотоэлектронного умножителя, преобразующему получаемое оптическое излучение, переданное по оптическому кабелю, в электрический ток.

При апробации была проведена серия экспериментов с источником гамма-излучения. В ходе измерений конец оптоволоконного кабеля совмещался с входом в направляющую трубу и постепенно заглублялся в трубу с заданным шагом. Система измерения мощности дозы, кроме величины суммарного количества отсчѐтов, которые поступили по каждому из каналов регистрации, определяет также бегущую разницу. Анализ бегущей разницы позволяет определить сегмент с наибольшим значением мощности дозы и собственно определить значение мощности дозы в этом месте.

Для проверки возможности индикации бета-излучения была проведена серия экспериментов с источником бета излучения устанавливаемым примерно посередине трубы, так чтобы через отверстие в направляющей трубе был виден оголовок оптоволоконного кабеля.

МЕТОДОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ С ГРАФИТОВОЙ КРОШКОЙ, ОБРАЗОВАННОЙ В ХОДЕ ВОССТАНОВЛЕНИЯ РЕСУРСНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ РЕАКТОРА РБМК

Кублинский М.К., Беспала Е.В., Семин С.Д, Багрянов О.В.

Акционерное общество «ТВЭЛ», 115409 Москва, Каширское шоссе, 49,
e-mail: MKKublinsky@tvel.ru

При эксплуатации отечественных уран-графитовых реакторов (далее – УГР) любых типов образуются радиоактивные отходы (далее – РАО) в виде графитовой крошки. В частности, на ПУГР графитовая крошка образуется в ходе ремонтных работ на графитовой кладке (прошивка ячеек с целью восстановления проходного диаметра – снятие слоя не более 0,5 мм) и ликвидации последствий инцидентов. При этом объем РАО такого типа на промышленных УГР не велик и, как правило, такой тип РАО направлялся в неизменном виде либо в хранилища твердых отходов, либо в технологические шахты. Наиболее значимые объемы РАО в виде графитовой крошки образуются на энергоблоках АЭС с РУ РБМК-1000. При образовании графитовая крошка подлежит затариванию в контейнеры, которые размещаются на временное хранение в ПХРАО на территории АЭС. Основные источники образования РАО данного типа на энергоблоках АЭС с РУ РБМК-1000 – восстановление геометрических характеристик графитовых блоков при замене технологических каналов, работы по восстановлению ресурсных характеристик (далее – ВРХ) графитовых кладок, которые начинают выполняться на завершающем этапе эксплуатации РУ (более 40 лет). При этом наибольшая доля таких РАО образуется на ВРХ в силу больших объемов крошки при фрезеровке. Существует также незначительная по объему доля РАО такого типа, образовавшаяся при ликвидации инцидентов, при которых могли высверливаться отдельные участки в виде нескольких блоков графитовых колонн [1-3].

В Национальном ядерном центре Республики Казахстан проводятся исследования по иммобилизации высокообогащенного уран-графитового топлива исследовательского реактора, представленного в виде блоков и стержней, для снижения его обогащения до уровня ниже 20% по содержанию ^{235}U. Предлагаемый способ включает понижающее перемешивание облученного данного топлива с обедненным ураном с последующей инкапсуляцией в матрицу из портландцемента. Были проведены полномасштабные эксперименты для оценки равномерности распределения урана в матрице [4].

В содержании работы предлагается частичное применение наработок данной технологии для иммобилизации и кондиционирования графитовой крошки, образующейся в ходе восстановления ресурсных характеристик в объеме графитовой кладки реакторов типа РБМК.

Литература

[1] Отчет Обоснование ядерной безопасности реактора энергоблока №1 Ленинградской АЭС после его окончательного останова и выгрузки ТВС (этап 2 договора № 663989/9/242422-Д/ЗКД/210/359-23), НИЦ «Курчатовский институт», Инв. №110.3-14/23-62, 2023 г.
[2] Отчет по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования для вывода из эксплуатации блока № 1 Ленинградской АЭС. АО «ВНИИАЭС». Глава II. Книга 4. ЛАЭС.В.ПП.0. С194-ОТКИРО1-02.04, инв. №48456, 2022 г
[4] «Канальный ядерный энергетический реактор РБМК». Москва, Издательство «ГУП НИКИЭТ», 2006 г.
[5] Samarkhanov K.K., Baklanova Yu.Yu., Bukina O.S., Baklanov V.V., Koyanbayev E.T., Kukushkin I.M., Bolshinsky I.M., Bateman K.J. Development of the technological process for the IGR reactor’s highly-enriched irradiated uranium-graphite fuel immobilization // Journal of Nuclear Materials. – 2025. – Vol. 589. – Art. 154855. – DOI: 10.1016/j.jnucmat.2025.154855.

ПРИМЕНЕНИЕ ЛЕГКИХ ГИБКИХ УПАКОВОК ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ 4 КЛАССА

Кублинский М.К., Семин С.Д, Багрянов О.В.

Акционерное общество «ТВЭЛ», 115409 Москва, Каширское шоссе, 49,
e-mail: MKKublinsky@tvel.ru

В настоящее время для обращения с радиоактивными отходами, образующимися в результате деятельности организаций, эксплуатирующих радиационноопасные производства, используется широкая номенклатура упаковочных комплектов [1].

За рубежом для хранения, преимущественно низкоактивных отходов, используются похожие конструкции контейнеров из бетона и тонкостенного металла. Но также широкое применение получили многоцелевые толстостенные металлические (для ВАО и САО), слоеные (с различным видом заполнения стенок корпуса) и легкие (для НАО и ОНАО) гибкие упаковки. Гибкие упаковки с использованием особо прочных геотканей производятся американской компанией РасТес [2].

Производители упаковки для промышленных отходов, такие как РасТес, разрабатывают новые гибкие варианты, которые отличаются надежностью и возможностью адаптации. Они находят применение в широком спектре отраслей, включая строительство, рекультивацию и реконструкцию объектов. Гибкая упаковка LiftPac от РасТес подходит для сыпучих материалов. В отличие от жесткой упаковки, этот гибкий вариант легко подходит для различных типов и объемов отходов, в том числе: почва, гравий, обломки от сноса строительных конструкций. Этот тип упаковки изготавливается как из тканого, так и из нетканого полипропилена и складывается для транспортировки по мере необходимости. Упаковка типа LiftPac отличается достаточно сильной прочностью. Она изготовлен из легкого и прочного на разрыв материала и оснащен застежкой-молнией для дополнительной безопасности. Для облегчения использования имеет цельную структуру. Гибкая упаковка не эффективна при транспортировке, а также сводит к минимуму воздействие на окружающую среду [3].

Для радиоактивных отходов 4 класса с удельной активностью менее 10000 Бк/г использование бетонных контейнеров типа НЗК является нерациональным. Для РАО 4 класса целесообразно рассмотреть возможность использования гибких упаковок, имеющих более высокие технико-экономические показатели по сравнению с тонкостенными металлическими контейнерами. Следует оценить возможные риски и ограничения их использования в рамках обращения с радиоактивными отходами.

Литература

[1] Радченко М. В., Кормилицына Л. А., Матюнин Ю. И., Могулян В. Г. Многоцелевые упаковки для радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. — 2017. — № 1. — С. 74—84.
[2] Saleh H. M. (2013) Composite Materials for the Improvement of Radioactive Waste Containers: Structures and Characterization // J. Nucl. Ene. Sci. Power Generat Technol. — S1-006. doi:10.4172/2325- 9809.S1-006.
[3] Guide to the Best Industrial Waste Packaging Options [Электронный ресурс] // PACTEC – URL: https://blog.pactecinc.com/guide-to-the-best-industrial-waste-packaging-options (дата обращения: 15.07.2025).

ДВОЙНЫЕ КАРБОНАТЫ Pu(V) и Np(V) С КАТИОНАМИ ЩЕЛОЧНЫХ И ЩЁЛОЧНОЗЕМЕЛЬНЫХ МЕТАЛЛОВ: ИССЛЕДОВАНИЕ СТРУКТУРЫ И ПОВЕДЕНИЯ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ

Кузенкова А.С., Плахова Т.В., Романчук А.Ю.

Московский Государственный Университет имени М.В.Ломоносова,
Москва, Россия
e-mail:kyznastya@mail.ru

Одним из перспективных методов долгосрочного обращения с высокоактивными и среднеактивными долгоживущими РАО является глубинное размещение в устойчивых геологических формациях. В случае разрушения контейнера и миграции радионуклида в окружающую среду, их предельные концентрации могут быть определены с использованием произведений растворимости твёрдых фаз, образующихся при взаимодействии актинидов с катионами и анионами окружающей среды.

В работе исследованы структуры и свойства двойных карбонатов Pu(V) и Np(V) с катионами щелочных и щёлочноземельных металлов. Установлено, что соединения состава $KAnO_2CO_3$ (An = Pu, Np) имеют гексагональную структуру, которая представляет собой анионные слои $[AnO_2CO_3^-]$ с катионами K^+ между ними. В свою очередь, структура соединения $NaNpO_2CO_3 \cdot 3H_2O$ уже значительно отличается и представляет собой чередующиеся орторомбические слои $[NpO_2CO_3]_n^{n-}$ и межслоевые катионные частицы $[Na(H_2O)_3]_n^{n+}$ [1, 2].

Для получения двойных карбонатов Pu(V) был предложен метод синтеза путём медленного осаждения из раствора Pu(VI). Установлено, что в водных растворах Pu(VI) с концентрацией $1 \cdot 10^{-4}$M при pH = 8 – 9 в присутствие карбоната воздуха в течение 20-90 дней образуется фаза двойного карбоната пятивалентного плутония $KPuO_2CO_3$ гексагональной структуры даже при значительном избытке ([Na+]/[K+] ≥ 30) катионов Na [1].

В работе предложены методы синтеза двойных карбонатов Np(V) с щелочноземельными металлами методами ионного обмена фазы $NaNpO_2CO_3 \cdot 3H_2O$ в 0,1 М растворах хлоридов, а также путём осаждения из раствора Np(V). При этом, метод синтеза оказывает влияние на результирующую структуру двойного карбоната. Соединения $Ca_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$ с орторомбической *I* решеткой и $Mg_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$ с моноклинной *P* решеткой могут быть получены методом ионного обмена. Твёрдые фазы $Ca_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$ с орторомбической *P* решеткой, а также $Mg_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$ и $Mn_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$ с моноклинной *P* решеткой могут быть получены прямым осаждением из растворов при pH 8.

Были проведены эксперименты по исследованию растворимости твёрдых фаз $Mg_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$ и $KNpO_2CO_3$ в режиме недонасыщения в растворах $NaClO_4$. По результатам определены произведения растворимости представленных соединений: $\lg K^\circ_{sp}$=-15,9 и -17,4 соответственно. На основании данных растворимости фазы $KNpO_2CO_3$ впервые были описаны условия стабильности твёрдой фазы $KPuO_2CO_3$. Теоретический расчёт был также подтверждён экспериментальными данными.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ 22-73-10056.

Литература

[1] Kuzenkova A.S. et al., ENVIRONMENTAL SCIENCE-NANO, 2024, 11
[2] Kuzenkova A.S. et al., Inorganic Chemistry, 2023, 62, 51

РАСТВОРЕНИЕ ДВОЙНЫХ ФОСФАТОВ Na-Ce(IV) И СОПУТСВУЮЩИЕ ФАЗОВЫЕ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ В ВОДНЫХ СРЕДАХ С РАЗЛИЧНЫМ ЗНАЧЕНИЕМ pH

Листова А.Л.,[а] **Кузенкова А.С.**[а], **Герасимов М.А.**[а], **Куликова Е.С.**[б], **Светогоров Р.Д.**[а,б], **Новичков Д.А.**[а], **Аверин А.А.**[в], **Япаскурт В.О.**[а], **Романчук А.Ю**[а], **Плахова Т.В.**[а], **Калмыков С.Н.**[а]

[а]*Московский государственный университет имени М. В. Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы 1,*
[б]*НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1*
[в]*ИФХЭ им. А. Н. Фрумкина РАН, 119071, Москва, Ленинский проспект 31к4*
e-mail: alvovna@yandex.ru

Двойные фосфаты Ce(IV) являются перспективными матрицами для захоронения радиоактивных отходов [1]. Кроме того, церий является главным нерадиоактивным аналогом плутония ввиду близости их ионных радиусов, констант гидролиза и возможности существования в степенях окисления +3 и +4. Широкое распространение фосфатов в окружающей среде приводит к образованию малорастворимых соединений радионуклидов, что влияет на их подвижность и реакционную способность. Поэтому информация о структурных изменениях фосфатов Ce(IV) в водных растворах может быть полезна для дальнейшего прогнозирования миграционного поведения плутония.

Целью данной работы стало исследование фазовых изменений Na-Ce(IV) фосфатов различной структуры в ходе растворения в 0,01M $NaClO_4$ в широком диапазоне значений pH. Для синтеза фосфатов церия наночастицы CeO_2 размером 2 нм были подвергнуты гидротермальной (ГТ) обработке в 1 М натрий-фосфатных буферных растворах при pH=4,4 и pH=7,7 и температуре 200°C. Растворимость полученных фаз двойных Na-Ce(IV) фосфатов была исследована в аэробной среде в режиме недонасыщения в 0,01 M $NaClO_4$ в диапазоне pH~2 – 10. Концентрация церия в растворе в процессе растворения твёрдой фазы контролировалась с использованием метода масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой (ИСП-МС). До и после растворения образцы были охарактеризованы методами рентгеновской дифракции (РД), растровой и просвечивающей электронной микроскопии (РЭМ, ПЭМ), спектроскопии комбинационного рассеяния и рентгеновского поглощения вблизи L_3 края Ce (XANES).

В ходе растворения $Na_2Ce(PO_4)_2$ [2] и нанокристаллического $NaCe_2(PO_4)_3$ [3] наблюдается зависимость концентрации церия в растворе от значения pH [4]. Концентрация церия в растворе при pH~2 – 6 в случае растворения $Na_2Ce(PO_4)_2$ уменьшается с $2\cdot10^{-4}$ до $2\cdot10^{-8}$M, а $NaCe_2(PO_4)_3$ - с 10^{-4} до $2\cdot10^{-6}$M. При pH=2-6 содержание церия в растворах фосфатов значительно ниже исходных наночастиц CeO_2, что указывает на высокую термодинамическую стабильность полученных фаз в данном диапазоне pH. Растворение $Na_2Ce(PO_4)_2$ при pH>7 через 9 месяцев приводит к образованию наночастиц CeO_2 и укрупнению исходной фазы двойного фосфата Ce(IV). В то же время структура и морфология фазы $NaCe_2(PO_4)_3$ остаются неизменными после растворения при pH~2 – 10 в течение 9 месяцев, несмотря на ее наноразмерную природу.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ № 22-73-10056.

Литература

[1] Романчук А. Ю. и др. *Радиохимия*, 2019, **61**, 6.
[2] Baranchikov A. E et al. *ChemistrySelect*, 2024, **9**, 17.
[3] Plakhova T. V. et al. *Chemosphere*, 2024, 368.
[4] Listova A. L. et al. *Molecules*, 2025, **30**, 10.

МАТРИЦЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ХЛОРИДНЫХ И ФТОРИДНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ОСНОВЕ НАТУРАЛЬНЫХ ГЛИН

Матвеенко А.В., Басова А.А., Петров В.Г.

Химический факультет, МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва,
e-mail: avd.msk11@mail.ru

Современные страны, эксплуатирующие атомные электростанции, ставят перед собой амбициозную цель – замыкание ядерного топливного цикла. Одна из ключевых задач – обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). В связи с развитием технологий реакторов IV поколения возникают новые сложности. Например, переработка смешанного уран-плутониевого оксидного или нитридного ОЯТ из реакторов на быстрых нейтронах (РБН) предполагает использование электролита на основе хлоридов щелочных металлов в пирохимических или комбинированных технологиях. Кроме того, эвтектические смеси фторидов лития, натрия и калия (FLiNaK) рассматриваются в качестве теплоносителей для жидкосолевых реакторов (ЖСР).

Таким образом, составы радиоактивных отходов (РАО), относящихся к высокоактивным (ВАО), усложняются, что требует немедленных решений. Однако промышленное внедрение пирохимических методов невозможно без разработки способов иммобилизации образующихся РАО.

Исследования стеклоподобных материалов показывают, что для надежного включения значительных количеств хлоридов щелочных металлов их необходимо предварительно переводить в форму фосфатов или оксидов. Керамические или стеклокерамические матрицы являются более надежной альтернативой остеклованным формам. Для минимизации выхода радионуклидов из матрицы в биосферу материал матрицы должен быть максимально близок по химическому и фазовому составу к окружающим породам.

В предыдущих работах нами предложено использовать бентонитовые глины в качестве материала для матриц, предназначенных для специфических РАО, образующихся при пирохимической переработке ОЯТ из РБН и при эксплуатации ЖСР. Конкретные составы и температурно-временные режимы были подобраны эмпирически для иммобилизации отработанных солевых эвтектик с добавлением продуктов деления. В результате были синтезированы прочные керамические образцы на основе бентонита с содержанием электролита до 30 мас. %.

В данной работе представлено исследование трёх типов натуральных глин российских месторождений с контрастными минералогическими и химическими профилями на предмет их способности иммобилизовать имитаторы отходов ЖСР на примере фторидной эвтектики FLiNaK и отходов пиро-переработки ОЯТ из РБН в виде хлоридной смеси $NaCl$-KCl-$ZrOCl_2$-$CsCl$. Эти тонкодисперсные материалы, состоящие более чем на 70% из слоистых минералов (смектит, каолинит), обладают большой удельной поверхностью, становятся высокопрочными после обжига и способны удерживать ионы металлов благодаря слоистой структуре. Оценка основных характеристик продуктов показала, что синтезированные образцы отвечают требованиям, предъявляемым к матричным материалам, а именно: прочность на сжатие $\geq$ 10 МПа; скорость выщелачивания Cs $\leq 10^{-5}$ г/(см^2·сутки). Фазовый анализ подтверждает, что все три глины после спекания образуют плотный алюмосиликатный каркас, включающий ключевые элементы, имитирующие отходы. Кроме того, определены однородность и распределение элементов с помощью СЭМ и РФА, а также представлены сравнительные данные о корреляции между характеристиками полученных матриц и типом использованной глины.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ЦЕРИЯ (III) В КАРБОНАТНЫХ СРЕДАХ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ УСЛОВИЯХ

Метленков Н.А.[а], **Кузенкова А.С.**[а], **Плахова Т.В.**[а], **Куликова Е.С.**[б], **Новичков Д.А.**[а], **Романчук А.Ю.**[а], **Калмыков С.Н.**[а]

[а]Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, кафедра радиохимии, 119991, Москва, ГСП-1, Ленинские горы, д.1, стр. 3
[б]НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1
e-mail: metla.nik2901@gmail.com

Производство соединений церия, особенно наночастиц диоксида, растёт из-за их широкого применения в современных технологиях. Это приводит к накоплению церия в окружающей среде, в том числе в сточных водах. Кроме того, церий — ключевой нерадиоактивный аналог плутония, опасного радионуклида, входящего в состав отработавшего ядерного топлива. Оба элемента образуют диоксиды со структурой флюорита и схожими параметрами решётки, поэтому изучение поведения церия в водных растворах помогает предсказать миграцию плутония в природе, в частности в подземных водах, содержащих большое количество карбонат-анионов. На данный момент известны три карбонатные фазы церия: $Ce_2(CO_3)_3 \cdot 8H_2O$, орторомбический и гексагональный $CeOHCO_3$, но при этом влияние условий взаимодействия Ce(III) и карбонат-аниона на образование той или иной результирующей фазы слабо изучено.

Таким образом, целью работы является установление влияния различных параметров синтеза карбонатов церия на их состав. В качестве этих параметров были выбраны соотношение Ce^{3+}: CO_3^{2-}, pH реакционной смеси, время и температура сушки твёрдых фаз. В ходе работы проводилось осаждение карбонатов церия из растворов солей Ce(III) с помощью $NaHCO_3$ различных концентраций в диапазоне pH 5 – 11. Полученные соединения церия были характеризованы методами рентгенофазового анализа (РФА) и рентгеновской абсорбционной спектроскопии (XANES).

Было установлено, что pH реакционной смеси влияет на образование фазы карбоната церия. При низких значениях pH (5 и 7) образуется $Ce_2(CO_3)_3 \cdot 8H_2O$, но при увеличении pH до 9 и 11 образуется смесь $Ce_2(CO_3)_3 \cdot 8H_2O$ и неизвестной фазы (фаза X), содержащей Ce(IV), что было определено посредством XANES.

При изучении зависимости состава твёрдых фаз от соотношения Ce^{3+}:CO_3^{2-} при pH 8, установлено, что оно не имеет значения, вне зависимости от соотношения реагентов образуется $Ce_2(CO_3)_3 \cdot 8H_2O$. Однако существенное влияние оказывает выдерживание твёрдой фазы над маточным раствором. Так, при выдерживании $Ce_2(CO_3)_3 \cdot 8H_2O$ в течение 30 дней образуется неизвестная фаза, изоструктурная $NaNd(CO_3)_2 \cdot 6H_2O$.

Также обнаружено, что увеличение температуры и времени сушки $Ce_2(CO_3)_3 \cdot 8H_2O$, синтезированного в основной среде (pH 9), приводит к появлению фазы X. Однако для образцов, синтезированных в слабокислой среде (pH 6), увеличение времени и температуры сушки приводит к образованию другой фазы - орторомбического $CeOHCO_3$.

В представленной работе впервые были получены данные по исследованию растворимости твёрдой фазы орторомбического $CeOHCO_3$ в условиях недонасыщения в растворах $NaClO_4$. Из полученных экспериментальных была рассчитана константа – произведение растворимости $CeOHCO_3$, логарифм которой составил $\lg K_{sp}$ (CeOHCO3) = − 7,5.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 22-73-10056.

ПОЛУЧЕНИЕ НИТРИДОВ ЛАНТАНОИДОВ ПРИ НИЗКИХ ТЕМПЕРАТУРАХ

Михальцова И.А.

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 3
e-mail: mikhaltsovaia@my.msu.ru

Нитриды f-элементов имеют большое значение как с фундаментальной точки зрения, так и в различных областях практического применения. В настоящее время нитриды лантаноидов активно применяются в производстве материалов для постоянных магнитов, что связано с высокой одноосной анизотропией и высокими температурами Кюри. Однако используемые сегодня методы синтеза нитридов (такие как карботермическое восстановление или аммонолиз) требуют длительного нагревания до 1400-1600 ^{o}C. В случае нитридов d-элементов были продемонстрированы новые методы их синтеза с помощью твердофазных реакций с использованием таких источников азота как амид натрия [1] или нитрид лития [2]. Аналогичный подход может быть эффективно применен для получения нитридов f-элементов.

В данной работе нитриды лантаноидов были синтезированы с помощью низкотемпературной твердофазной реакции взаимодействия между соответствующими безводными хлоридами металлов и амидом натрия в инертном перчаточном боксе. Продукты реакции были проанализированы методом порошкового рентгенофазового анализа (РФА), температуры реакции были определены методом дифференциальной сканирующей калориметрии (ДСК). Анализ выделяющихся газообразных продуктов проводился методом ДСК-МС. Для проведения каждого образец помещался в инертную атмосферу, что позволяло избежать любого контакта с кислородом и/или водой до и во время измерений. Было исследовано влияние соотношения хлорид металла/амид натрия на фазовый состав, а также влияние степени окисления металла на фазовый состав продуктов реакции.

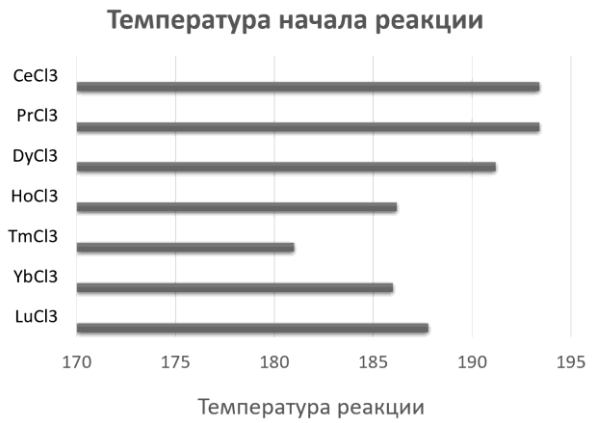


Рисунок 1. Зависимость температуры начала реакции от используемого трихлорида лантаноида

Литература
[1] Noguchi S., Odahara J., Sakai H., Rosero-Navarro N.C., Miura A. and Tadanaga K. Inorg. Chem., 2021, **60**, 12753.
[2] Fitzmaurice J. C., Hector A., Rowley A. T. and Parkin I. P. Polyhedron, 1994, **13**, 235.

ПРИМЕНЕНИЕ КОМПЛЕКСНОГО ПОДХОДА ДЛЯ ОЦЕНКИ ОБОСНОВАНИЯ ДОЛГОВРЕМЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРИМЕРЕ ППЗРО В ТОМСКОЙ ОБЛАСТИ

Муслимов Д.Д., Мурлис Д.В., Верещагин П.М., Понизов А.В.

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»,
107140, Москва, Красносельская, дом 2/8, корпус 5
e-mail: muslimov@secnrs.ru

В настоящее время в НТЦ ЯРБ проводится оценка обоснований долговременной безопасности пунктов приповерхностного захоронения радиоактивных отходов (ППЗРО) на основе комплексного подхода, который подразумевает разработку независимых расчетных моделей ППЗРО, выполнение независимых экспериментальных исследований и учет при этом недостатков, выявленных при экспертизах безопасности ППЗРО. Применение такого подхода создает основу для разработки нормативных документов, подкрепленных практикой оценки обоснований долговременной безопасности ППЗРО.

В 2024 году по заданию Ростехнадзора в НТЦ ЯРБ создана независимая расчетная модель миграции радионуклидов из ППЗРО в Томской области. В модели миграции учтены особенности геологической среды, связанные с воздействием спорадически распространенного водоносного горизонта. Гео миграционные расчеты для данного сценария выявили превышение уровней вмешательства отдельных радионуклидов в месте предполагаемого нахождения критической группы населения. Установлено, что негативные для жизни населения условия будут сохраняться до 10 000 лет после закрытия ППЗРО. При этом в начальный период времени (до 1 000 лет) эффективная доза облучения будет обусловлена радионуклидом ^{129}I, а в период с 2000 до 10 000 лет – ^{238}U. Результаты работы были учтены эксплуатирующей организацией при актуализации оценки долговременной безопасности ППЗРО в Томской области.

Кроме того, в рамках повышения достоверности результатов независимой расчетной модели рассмотрены варианты использования в ППЗРО различных буферных материалов на основе глин или бетона. Для указанных материалов в НТЦ ЯРБ проводились расчетные и экспериментальные оценки их сорбционной способности по отношению к различным радионуклидам [1]. Полученные значения сорбционных параметров использовались в расчетной модели миграции радионуклидов в буферном материале ППЗРО. Результаты указанной работы учитывались при проведении экспертиз безопасности ППЗРО в Томской области.

Опыт, полученный при создании независимых расчетных моделей и выполнении независимых расчетно-экспериментальных исследований, был использован при разработке руководства по безопасности «Рекомендации по обоснованию выбора и применению барьерных глинистых материалов в пунктах хранения радиоактивных отходов» [2].

Литература

[1] Баранов Д. Ю., Мурлис Д. В., и др. Применение геохимического моделирования для расчетной оценки сорбционных свойств инженерных барьеров безопасности пунктов хранения радиоактивных отходов. Ядерная и радиационная безопасность. 2025. № 2 (116). С. 18–38. DOI: 10.26277/SECNRS.2025.116.2.002.
[2] РБ-042-24 «Рекомендации по обоснованию выбора и применению барьерных глинистых материалов в пунктах хранения радиоактивных отходов».

ПРОВЕДЕНИЕ ТЕРМИЧЕСКИХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА КЕРНЕ ГОРНЫХ ПОРОД УЧАСТКА СТРОИТЕЛЬСТВА ПИЛ

Мухтарулина Г.Р.,[а] **Озерский Д.А.**[б]

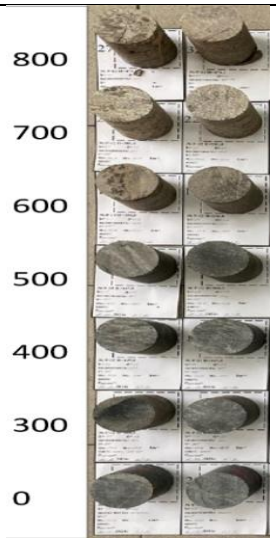
[а]ФГАОУ ВО «Сибирский федеральный университет», 660041, Красноярск, проспект Свободный 79,
[б]Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Россия,
115191, Москва, Большая Тульская ул., 52
e-mail: 89024532928@mail.ru

В подземной исследовательской лаборатории проводятся физико-механические испытания при высоких температурах для оценки безопасности горных выработок ПГЗРО на Енисейском участке и прогнозирования долговременной изоляции РАО 1–2 классов в скальных породах.

Для изучения поведения гнейсов при термическом воздействии, имитирующем пожарную нагрузку, образцы подвергают длительному нагреву в муфельных печах с контролем массы, цветовых изменений и микроструктурных преобразований под микроскопом. Основная задача – определение прочностных характеристик пород после нагрева. Испытания проводятся на прессе П-125 методом одноосного сжатия.

Полученные данные позволяют оценить степень деструкции горных пород и обосновать возможность безопасной эксплуатации подземных сооружений при пожарах.

Таблица 1. Результаты испытаний на одноосное сжатие образцов керна

Образцы керна	Температур, ˚С	Номер образца	Предел прочности, кН	Предел прочности, МПа
	800	1	704,020	223,747
		2	426,880	135,668
	700	3	469,000	149,054
		4	540,900	171,905
	600	5	674,440	214,346
		6	626,270	199,037
	500	7	243,970	77,537
		8	825,000	262,196
	400	9	410,767	130,547
		10	346,608	110,157
	300	11	385,867	122,634
		12	369,827	117,536
	0	13	309,930	98,500
		14	759,300	241,316

Литература
[1] Озерский Д. А., Орлова А. И. Анализ прочностных характеристик горной породы для обоснования безопасности строительства подземных сооружений ПИЛ // Радиоактивные отходы. 2023. № 1 (22). С. 70-76.
[2] Кузьмин Е. В., Бамборин М. Ю., Спешилов С. Л., Пуголовкин А. А., Хахунова М. М. Оценка прочности ленточных целиков рабочих горизонтов ПГЗРО Нижнеканского массива // Радиоактивные отходы. 2024. № 4 (29). С. 66-73.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ ИМИТАТОРА ОТРАБОТАВШЕЙ ИОНООБМЕННОЙ СМОЛЫ КУ-23 В МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНОЙ МАТРИЦЕ

Назаренко К.М., **Матвеенко А.В.**

Химический факультет МГУ им. М.В. Ломоносова,
119991, г. Москва, Ленинские горы, д. 1, с. 3
e-mail: kseniia.nazarenko@chemistry.msu.ru

Особым типом твёрдых органических радиоактивных отходов (ОРАО), обладающих такими специфическими свойствами, как летучесть, горючесть, химическая и биологическая токсичность, а также нерастворимость в водных системах [1], являются отработавшие ионообменные смолы (ОИОС), образующиеся на этапе избирательного извлечения радионуклидов в процессах очистки жидких РАО, теплоносителя и вод бассейнов выдержки, а также переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) [2].

Одним из наиболее легко реализуемых и перспективных с точки зрения экономической целесообразности подходов к обращению с ОИОС является их иммобилизация без предварительной переработки в матрицы различного типа [3].

В данной работе получены магний-калий-фосфатные [4] (являющиеся синтетическим аналогом природного минерала К-струвита) компаунды, содержащие 10 масс. % имитатора отхода, представляющего собой сильнокислотный катионит КУ-23 (сульфированный сополимер стирола и дивинилбензола), предварительно выдержанный в течение суток в четырёх различных модельных растворах (0,1М $NaNO_3$, 0,01М CsCl; 0,1М $NaNO_3$, 0,01М $SrCl_2$; 0,01М CsCl; 0,01М $SrCl_2$) в различных Т:Ж соотношениях (1:100, 1:200, 1:300, 1:400) и высушенный на воздухе. Также для 3-го (0,1М $NaNO_3$, 0,01М $SrCl_2$) и 4-го (0,01М CsCl; 0,01М $SrCl_2$) модельных растворов в двух крайних Т:Ж соотношениях (1:100 и 1:400) синтезированы аналогичные матрицы с включением влажного (не высушенного после замачивания) имитатора.

Для проверки на соответствие требованиям, предъявляемым к данному классу РАО согласно НП-019-15, синтезированные образцы исследованы на механическую прочность с помощью испытательной машины СмартТест STU-1010, а также на гидролитическую устойчивость по ГОСТ Р 52126-2003. Анализ выщелатов проводился с помощью методов атомно-эмиссионной спектрометрии с индуктивно связанной плазмой (ИСП-АЭС) и ионной хроматографии.

В целях улучшения исследуемых характеристик, а также повышения равномерности распределения имитатора по объёму матрицы, исследуется влияние добавления в матричные материалы волластонита [5].

Литература

[1] Technological and organizational aspects of radioactive waste management — Vienna: International Atomic Energy Agency, 2005, **27**.
[2] Application of ion exchange processes for the treatment of radioactive waste and management of spent ion exchangers. — Vienna: International Atomic Energy Agency, 2002, **408.**
[3] Li B., Chen M. Journal of Environmental Chemical Engineering, 2024, **12**, 114116.
[4] Vinokurov S.E., Kulikova S.A., Myasoedov B.F. Nuclear Engineering and Technology, 2019, **51**, 755.
[5] Винокуров С.Е., Куликова С.А., Крупская В.В., Мясоедов Б.Ф. Радиохимия, 2018, **60**, 66.

СПЕКТРОСКОПИЯ РЕНТГЕНОВСКОГО ПОГЛОЩЕНИЯ СОЕДИНЕНИЙ АКТИНИДОВ: ЭЛЕКТРОННОЕ СТРОЕНИЕ И ЛОКАЛЬНАЯ АТОМНАЯ СТРУКТУРА

Новичков Д.А.,[а] **Полякова Т.Р.**,[а] **Аверин А.А.**,[б] **Федосеев А.М.**,[б] **Матвеев П.И.**,[а] **Калмыков С.Н.**[а]

[а] *Химический факультет Московского государственного университета имени М.В. Ломоносова, 119991 Москва, Россия,*
[б] *А.Н. Фрумкин Институт физической химии и электрохимии РАН Ленинский пр. 31/4, Москва, 119071, Россия,*
e-mail: danylo.novichkov@gmail.com

Рентгеновская спектроскопия поглощения (XAS), включающая область XANES, является одним из наиболее информативных методов для изучения электронной структуры и локального атомного окружения элементов. Особенно актуально применение XAS при исследовании соединений актинидов, таких как уран и трансурановые соединения, где наблюдается широкий диапазон валентных состояний, а также разнообразие структурных изменений. XANES-область спектра содержит информацию о незанятых электронных состояниях, локальной окружении, что делает ее особенно чувствительной к изменению степени окисления и координационной геометрии актинидных ионов. Для интерпретации полученных экспериментальных данных важную роль играет моделирование, основанное на теории многократного рассеяния или решении уравнения Шредингера методом конечных разностей, что позволяет количественно описывать влияние электронной структуры и ближнего окружения на форму спектра поглощения.

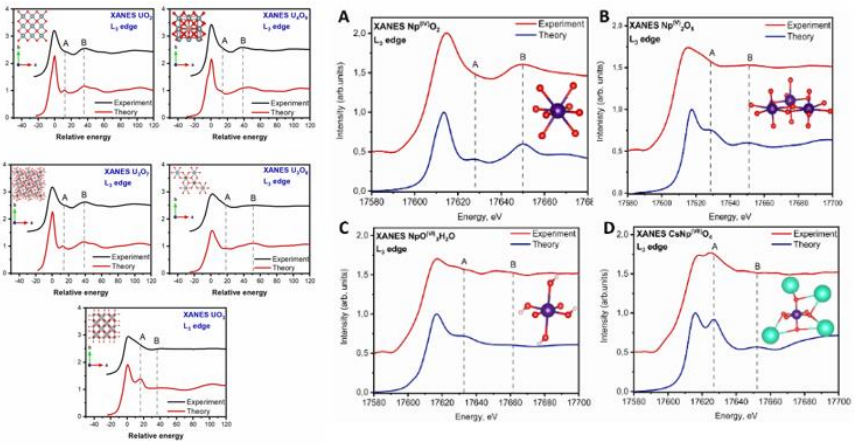


Рисунок 1. Сравнение экспериментальных данных с теоретическими U и Np

Расчеты показывают отчетливую зависимость положения края поглощения, интенсивности посткраевых особенностей от степени окисления, координационного окружения, а также влияния степени гибридизации 5f-, 6d- и 2p-орбиталей. Полученные теоретические спектры позволяют напрямую сопоставлять экспериментальные данные с различными структурными и электронными моделями, включая смешанные валентные состояния и структуры с пониженной симметрией.

Таким образом, сочетание XANES-спектроскопии с современными методами моделирования позволяет получать информацию о координационном окружении и особенностях электронной структуры актинидов не только в модельных соединениях, но и в сложных многокомпонентных системах, включая реальные объекты ядерной технологий.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда, грант 23-73-30006.

ПОДГОТОВКА НЕРАСТВОРИМОГО ОСАДКА PUREX-ПРОЦЕССА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ

Осипенко А.А., Осипенко А.Г.

ИХТРЭМС КНЦ РАН, 184209, Апатиты, Академгородок 26а
ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина»,
620002, Екатеринбург, улица Мира, 19
e-mail: vida1995@yandex.ru

В настоящее время PUREX-процесс является основной технологией переработки ОЯТ [1]. Одним из продуктов этой технологии является нерастворимый остаток (НО). В составе НО содержится в среднем примерно 70% платиноидов и 12% актинидов [2]. Фракционирование актинидов и платиноидов при переработке НО позволит снизить радиотоксичность отходов (в основном за счет удаления плутония) и позволит включать его в стекла. При удалении радиоактивных благородных металлов исчезнет проблема с раскристаллизацией из аморфного состояния, а также уменьшатся проблемы с вязкостью и густотой нижнего слоя при сливе стекла.

Схема переработки НО включает операции усреднения состава при растворении НО в жидкометаллическом сплаве, мягкое хлорирование для удаления актинидов и фракционирование для доочистки от актинидов и внутригруппового разделения платиноидов в расплавах хлоридов [3].

Была экспериментально определена термодинамика образования хлоридов рутения, палладия и родия в LiCl-KCl-CsCl. При использовании созданной модели поведения можно для конкретного соотношения платиноидов определить граничные условия внутригруппового разделения платиноидов по потенциалу или остаточному содержанию в расплаве. Согласно модели, возможно отделение 98,3% палладия без осаждения Ru и Rh при температуре 350ºС.

Имитатор нерастворимого осадка был растворен в хлоридном расплаве LiCl-KCl-CsCl хлорированием при температуре 350ºС. Содержание в соли, мол. доли: Pd – 0,19; Ru – 0,0026; Rh – 0,0011; U – 0,0012.

Проведен электролиз расплава, содержащего хлориды палладия, рутения, урана и родия для выделения 75% палладия с целью подтверждения модели и оценки загрязнения осадка ураном по обменной реакции. Был также проведен электролиз с доизвлечением палладия и осаждением фракции рутений, родий для получения дополнительной информации по загрязнению осадка благородных металлов ураном.

Катодные осадки дендридные, при отмывке расссыпаются на частицы. Морфология частиц отличается для осадков. Содержание урана в обоих катодных осадках благородных металлов ниже пределов обнаружения - менее $8\cdot10^{-5}$%. Соответственно, загрязнение платиноидов ураном по обменным реакциям ниже пределов обнаружения. Содержание рутения и родия в палладиевом осадке менее $3\cdot10^{-3}$%.

Литература

[1] Ikeuchia H., Shibata A., Sano Y., Koizumi T. Proc Chem, 2012, 7, 77–83.
[2] Belyaev A. V. J Struct Chem, 2003, **44 (1),** 29-36.
[3] Osipenko A. A. Conference proceedings on Radiohemistry and Technology in XXI century, St. Petersburg, September 26–30, 2022, 36.

ВЛИЯНИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ И ТЕМПЕРАТУРЫ НА СВОЙСТВА ОТЕЧЕСТВЕННЫХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ: КАТИОНИТА ТОКЕМ-145-12Ф И АНИОНИТА ТОКЕМ-845Ф

Панфилов Ю.П., Верховский А.Е., Уртенов Д.С.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия
e-mail:Panfilov_YP@nrcki.ru

В докладе представлены результаты экспериментального исследования влияния ионизирующего излучения и температуры на физико-химические и эксплуатационные свойства отечественных ионообменных смол: катионита ТОКЕМ-145-12Ф и анионита ТОКЕМ-845Ф. Указанные смолы применяются в системах водоподготовки и внутриконтурной очистки на судах с ядерными энергетическими установками, судах атомного технологического обслуживания, а также в других технологических процессах, требующих высокой эффективности ионного обмена. Были также рассмотрены изменения эксплуатационных свойств после 7-ми циклов регенерации.

Объектами исследования являются монодисперсный сильнокислотный катионит гелевой структуры ТОКЕМ-145-12Ф и сильноосновный анионит гелевой структуры ТОКЕМ-845Ф, обладающие высокой обменной ёмкостью, осмотической стабильностью и механической прочностью.

Особое внимание уделяется вопросам сохранения эксплуатационных свойств смолы при экстремальных воздействий, что крайне важно для обеспечения надежной работы фильтров внутриконтурной очистки технологических контуров и фильтров очистки ЖРО.

Проведение регенерации позволит в значительной мере сократить расходы на эксплуатацию систем внутриконтурной очистки теплоносителя технологических контуров. При нормальной эксплуатации и соответствия водно-химического режима установленным нормам, поглощенная доза излучения и активность абсорбированных на слое загрузки активированных продуктов коррозии, не превышает санитарных норм.

Исследования радиационной стойкости проводились на облучателе установки ГУТ-200М. Исходя из анализа поступавших отчётов максимальная поглощенная доза на фильтрах внутриконтурной очистки составляет ~ 1,0*104 Гр (1,0 Мрад).

Исследования термической стойкости проводились по средством выдержки смешанной загрузки ионитов при температуре 80оС в течении 100 ч. в соответствии с нормативной документацией.

Полученные результаты позволяют сделать выводы о стойкости ионообменных материалов к радиационному и термическому воздействию (в условиях нормальной эксплуатации судовых ядерных энергетических установок и систем очистки ЖРО судов атомного технологического обслуживания), а также дать рекомендации по возможности применения регенерации фильтров внутриконтурной очистки в условиях нормальной эксплуатации.

Литература

[1] Тулупов П.Е., Полянский Н.Г. Термическая устойчивость анионообменных смол. — Успехи химии, 1973, т. XLII, вып. 9, с. 1651—1680.
[2] Герасимов В.В., Касперович А.И., Мартынова О.И. Водный режим атомных электростанций. М.: Атомиздат, 1976 400 с.
[3] ГОСТ 20298-2022 Смолы ионообменные. Катиониты. Технические условия.
[4] ГОСТ 20301-2022 Смолы ионообменные. Аниониты. Технические условия.

ОТВЕРЖДЕНИЕ рАО В МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНУЮ МАТРИЦУ

Рехтина Ю.К., Жабин А.Ю.

Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат», 662972, г. Железногорск, Красноярский край, Ленина 53,
e-mail: ykrekhtina@sibghk.ru

В настоящее время в качестве альтернативной матрицы для включения РАО от переработки ОЯТ рассматривается низкотемпературная минералоподобная магний-калий-фосфатная матрица, получаемая при комнатной температуре в водном растворе при химическом взаимодействии между оксидом магния и дигидрофосфатом калия.

Для определения возможности использования МКФ матрицы для отверждения РАО на ФГУП «ГХК» было проведено несколько этапов исследований с получением компаундов объемом от 10 мл до 200 л. В качестве объектов омоноличивания использовали растворы-имитатора ВАО и отработавшие ионообменные смолы (ОИОС) ФГУП «ГХК» (смесь катионита КУ-2 и анионита АВ-17) после термохимической обработки (ТХО) при температуре 120÷140 °С в растворе окислителя в присутствии катализатора.

В рамках проверки технологии в 2024 г. на площадке предприятия разработана и введена в эксплуатацию опытная установка, позволяющая проводить ТХО ОИОС и отверждение отходов в МКФ матрицу в одной операционной емкости с получением образца компаунда объемом ~200 л.

В результате исследований были получены образцы МКФ компаунда:

– с включением ОИОС 12,5 % (содержание ^{137}Cs в диапазоне $2{,}1\cdot10^{2}$ ÷$4{,}0\cdot10^{3}$ Бк/г), объемом 173 л, массой 276 кг, соответствующий показателям качества НП-019-15, предъявляемым к цементному компаунду: по исходной механической прочности (71 ÷ 85 кгс/см^2), по устойчивости к термическим циклам (55 ÷ 65 кгс/см^2), по водоустойчивости (скорость выщелачивания ^{137}Cs не более $1\cdot10^{-3}$ г/(см^2·сут) достигнута на 14 сутки);

– с включением 65 л «теплого» раствора-имитатора ВАО (содержание ^{137}Cs $0{,}5\cdot10^{8}$ Бк/л), объемом 164 л, массой 241 кг, соответствующего по составу не упаренному рафинату от переработки ОЯТ. Образец соответствуют требованиям НП-019-15, предъявляемым к цементному компаунду, по механической прочности (51 ÷ 70 кгс/см^2); предъявляемым к стеклоподобному компаунду по однородности, водоустойчивости (скорость выщелачивания ^{137}Cs $1\cdot10^{-5}$ г/(см^2·сут) достигнута на 28 сутки). После термообработки при 250 °С фрагменты образца сохранили свои свойства: механическая прочность составила 54 ÷ 66 кгс/см^2, скорость выщелачивания ^{137}Cs достигла нормируемого значения $1\cdot10^{-5}$ г/(см^2·сут), что соответствует требованиям, предъявляемым к стеклоподобному компаунду.

Проведенные исследования на созданной ФГУП «ГХК» опытной установке подтвердили возможность использования МКФ матрицы для отверждения РАО.

Работа выполнена в рамках проекта ЕОТП по договору с частным учреждением «Наука и инновации» при научно-техническом сопровождении ГЕОХИ РАН.

РАЗРАБОТКА ПОДХОДА К РАЗДЕЛЕНИЮ ПРОТИЯ И ТРИТИЯ

Руденко М.А., Елисеев А.А., Митрофанов А.А..

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, 119991, Москва.
e-mail: mikhail.rudenko@chemistry.msu.ru

В настоящее время, ввиду накопления большого количества тяжелой (НТО) воды, актуальной задачей является ее отделение от чистой (H_2O) для дальнейшего использования. Существующие методы имеют ряд недостатков, основным из которых является высокая стоимость очистки. Ввиду использования методов разделения, основанных на физических различиях молекул воды, данные способы имеют очень низкую энергоэффективность. Перспективным методом очистки, ввиду его высокой энергоэффективности, является использование материалов, обладающих высоким кинетическим изотопным эффектом (КИЭ). Данный эффект заключается в различии скоростей протонного переноса ^1H и ^3H между молекулами воды и очистителя. Это позволяет сделать процесс более энергоэффективным. Поиск подобных материалов требует проведения огромного количества экспериментов, что связано с высокой дозовой нагрузкой персонала и финансовыми затратами. Использование квантово-химического моделирования позволяет существенно снизить время разработки, стоимость, а также практически полностью избавиться от облучения исследователей.

Для поиска материалов, обладающих высоким КИЭ был разработан подход, основанный на использовании полуэмпирических расчетов PM7. Обмен протоном моделировался через молекулу растворителя – воду. Затем по зависимости теплоты образования от смещения атома водорода определялась координата переходного состояния и с использованием ее энергии нулевого колебательного уровня рассчитывалась величина КИЭ [1,2].

Одним из перспективных материалов для очистки воды является оксид графена. Для исследования его КИЭ был проведен ряд расчетов, моделирующих движение молекулы воды над слоем оксида графена. С использованием разработанного подхода был предложен механизм обмена протона.

Для экспериментального исследования возможности использования оксида графена для очистки воды, была собрана установка, предназначенная для пропускания воды через мембрану оксида графена и конденсации прошедшей части воды для измерения ее активности. Установка была проверена в нескольких режимах пропускания воды. В ходе эксперимента по пропусканию тяжелой воды было отмечено снижение ее удельной активности в 1.4 раза.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РНФ № 23-73-30006.

Литература

[1] Amnon Kohen Kinetic Isotope Effects as Probes for Hydrogen Tunneling in Enzyme Catalysis.// Progress in Reaction Kinetics and Mechanism. 2003. V. 28. P. 119–156.
[2] À. González-Lafont and J. M. Lluch Kinetic isotope effects in chemical and biochemical reactions: physical basis and theoretical methods of calculation .//Wiley Interdiscip. Rev. Comput. Mol. Sci.. 2016. V. 6. P. 584–603

СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЯ СИЛИКАТОВ УРАНИЛА КАК МОДЕЛЕЙ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ.

Серая С.А.

Студентка, 4 курс специалитета
Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Химический факультет, Москва, Россия
e-mail: sofia.seraia@chemistry.msu.ru

Уран является значительным загрязнителем воды и почвы на объектах добычи, обогащения урана, производства ядерных материалов и в местах временного хранения отработавшего ядерного топлива. В окружающей среде, где U накапливается в результате естественных геологических или гидрологических процессов крайне важно изучать миграционную способность урана.

В природе уран наиболее устойчив в степени окисления +6 в виде катиона уранила (UO_2^{2+}). Химические свойства уранил-катиона многообразны. Он образует разнообразные водные комплексы с неорганическими и органическими лигандами, например, высокоустойчивые растворимые карбонатные комплексы. Уранил имеет свойство образовывать нерастворимые соединения с силикат-анионами и различными противоионами (Na^+, Ca^{2+}) [1]. Характеристика загрязненных отложений вадозной зоны в Хэнфорде показала, что уран находится в форме уранил-катионов в виде уранилсиликатов, скорее всего, в виде Na-болтвудита [2].

В данной работе проведен синтез силиката уранила, а именно, болтвудита. Показана многофазность образцов, что обусловлено трудоемкостью и длительностью синтеза силикатов уранила. Целевое вещество было получено, однако есть примеси прекурсоров. Образец многофазный, есть примеси непрореагировавшего SiO_2.

Полученные соединения были охарактеризованы такими аналитическими методами, как рамановская спектроскопия (рис.1А) и ретгенофазовый анализ (рис.1Б).

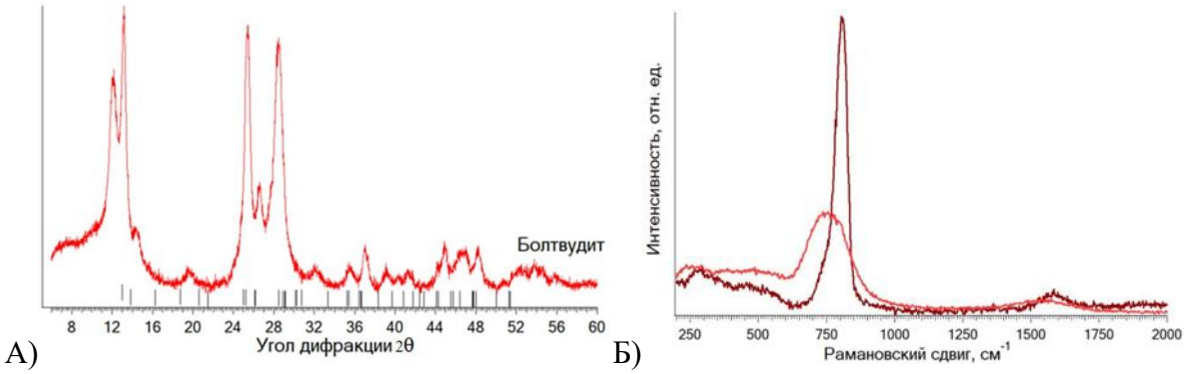


Рис.1 А)- Дифрактограмма полученного уранилсиликата, Б)- Спектры комбинационного рассеяния для полученного силиката уранила в двух разных точках.

Оптимизация условий синтеза, в частности, применение повышенных температур или гидротермальных методов, представляет собой перспективный подход для получения образцов с улучшенной кристалличностью. Тщательная промывка продукта при этом обеспечивает высокую чистоту материала, открывая возможности для детального изучения его фундаментальных свойств и разработки новых функциональных соединений.

Литература

[1] Wang Z. et al. Fluorescence spectroscopy of U(VI)-silicates and U(VI)-contaminated Hanford sediment // Geochim. Cosmochim. Acta. 2005. Vol. 69, № 6. P. 1391–1403.
[2] Liu C. et al. Microscopic reactive diffusion of uranium in the contaminated sediments at Hanford, United States // Water Resour. Res. 2006. Vol. 42, № 12. P. 1–15.

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ОРГАНИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ В РАЗЛИЧНЫХ РАСТВОРИТЕЛЯХ МЕТОДАМИ ГЛУБОКОГО ОБУЧЕНИЯ ДЛЯ ЗАДАЧ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Сидорова Э.С., Смирнова А.А.

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
химический факультет, 119991, ГСП-1, Москва, Ленинские горы, д.1, стр. 3.,
e-mail: elina_sidorova@internet.ru

Ключевым аспектом повышения эффективности жидкость-жидкостной экстракции тяжелых металлов из ОЯТ является разработка селективных лигандов, отвечающих ряду физико-химических требований, важнейшее из которых – растворимость лиганда в органических растворителях [1]. Нейросеть, предложенная в данной работе, позволяет с точностью, превосходящей существующие модели, прогнозировать растворимость исходя из структурной формулы соединения и небольшого набора экспериментальных данных о растворителе [2].

В работе использовались данные о десятичном логарифме растворимости 130 молекул в 26 растворителях из базы данных BigSolDB [3]. В качестве нейросети была использована архитектура, которая содержит в себе два входа: графовая свертка использовалась для представления самой молекулы, и линейный вход был выбран для представления растворителя. Было проведено исследование использования различных теоретических и экспериментальных дескрипторов как входных данных для линейной части. В качестве теоретических дескрипторов выступали комбинации структурных дескрипторов из модуля rdkit [4], MACCSKeys [5], предсказанные другими моделями энергии Гиббса сольватации, физико-химические характеристики.

Лучшие результаты показали модели, где растворитель описывался вектором из восьми чисел, которые равны некоторым экспериментальным характеристикам, а также набором из MACCSKeys ключей. Результаты представлены в Табл.1.

Таблица 1. Метрики качества работы нейросети GCNN_FCNN на тестовой выборке

Метрика качества	Экспериментальные дескрипторы	Экспериментальные дескрипторы + MACCSKeys
R^2	0.941	0.944
Среднеквадратичная ошибка	0.565	0.548
Средняя абсолютная ошибка	0.377	0.343

Литература
[1] Poe D., Seifert S., Servis M.J. *Phys. Chem. Chem. Phys.*, 2024, **26**, 14108-14121.
[2] Yu, J., Zhang, C., Cheng, Y. *Digital Discovery*, 2023, **2**, 409-421.
[3] Krasnov L., Mikhaylov S., Fedorov M.V., Sosnin S. *Zenodo*, 2022.
[4] RDKit: Open-source cheminformatics. https://www.rdkit.org
[5] Durant, J. L., Leland, B. A., Henry, D. R., Nourse, J. G. *Journal of chemical information and computer sciences*, 2002, **42**, 1273-1280.

ПОДХОДЫ К ИССЛЕДОВАНИЮ МЕХАНИЗМОВ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ Np(V) С ПОЧВЕННЫМИ ГОРИЗОНТАМИ

Скрылева П.И., **Ржевская А.В.**, **Романчук А.Ю.**, **Калмыков С.Н.**

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, 119991, Москва, ГСП-1, Ленинские горы, д. 1, стр. 3, химический факультет
e-mail: polina.skryleva@chemistry.msu.ru

Безопасное захоронение радиоактивных отходов является актуальной проблемой атомной промышленности. Оценка риска для человека осложняется содержанием в составе отходов разнородных по химическим составам радионуклидов и необходимостью учёта их потенциального взаимодействия с многокомпонентными природными объектами. Один из важных радионуклидов в составе отходов – ^{237}Np, характеризующийся распадом с длительным периодом полураспада (2,14 млн. лет) и испусканием альфа-частиц, а также повышенной мобильностью в форме диоксокатиона $Np(V)O_2^+$. Литературных данных о взаимодействии нептуния с отдельными компонентами почв оказывается недостаточно, чтобы качественно и количественно описать механизмы взаимодействия с этими природными системами.

Работа была направлена на рассмотрение взаимодействия нептуния с отдельными минеральными, органоминеральными и органическими горизонтами почв Центрально-лесного биосферного заповедника. Для получения закономерностей фиксации нептуния в случае минеральных горизонтов были проведены сорбционные эксперименты в суспензиях (100 г/л) почв и кварца с контролем значений pH (1-8 для почв, 1-12 для кварца) и окислительно-восстановительного потенциала систем. Почвы были предварительно обработаны для селективного удаления отдельных компонентов: несиликатного железа (методика Мера-Джексона), либо органического вещества (обработка 10 % H_2O_2). Полученные экспериментально данные были сопоставлены с системой из отдельных фаз (подход смешивания компонентов) путём термодинамического моделирования с использованием программного обеспечения PHREEQC. В случае органических горизонтов для описания химических особенностей почвенного органического вещества были применены твердотельная ЯМР-спектроскопия ^{13}C, флуориметрия и спектрофотометрия вытяжек.

Исходя из характеризации минеральных горизонтов, в качестве минеральных фаз для модели были выбраны гетит, иллит и кварц. Подход смешивания компонентов требует использования достоверных данных о взаимодействии нептуния со всеми компонентами системы. В то время как для оксидов железа такие данные представлены в литературе достаточно подробно, в случае кварца константа равновесия сорбции приведена только в одной работе [2]. Сорбционные эксперименты, проведённые в рамках данной работы, позволили показать, что при моделировании необходимо учитывать дополнительную реакцию с образованием комплекса $\equiv SiNpO_2OH$ на поверхности кварца; были уточнены литературные константы равновесия реакций. На основании экспериментов было показано, что вклад кварца во взаимодействие нептуния с почвами незначителен до pH системы более 9. Сорбционные эксперименты с обработанными почвами позволили сделать предположение о большем вкладе оксидов железа по сравнению с глинистыми минералами во взаимодействие с нептунием.

Сравнение вытяжек органического вещества (ОВ) при разных значениях pH позволило предположить комплексообразование с Np в растворе в области pH 6-7. Характеризация ОВ показала, что верхние горизонты различны по степени ароматичности и количеству O-содержащих групп, что может обуславливать разницу в скорости взаимодействия с Np.

Работа выполнена при поддержке Программы развития МГУ, проект № 23-Ш07-04.

Литература

[1] Kohler, M., Honeyman, B.D., Leckie, J.O. *Radichim. Acta*, 1999, **85**, 33–48.

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ ЗАПАСОВ «ГОРЯЧИХ» ЧАСТИЦ В ПОЧВАХ ПГРЭЗ

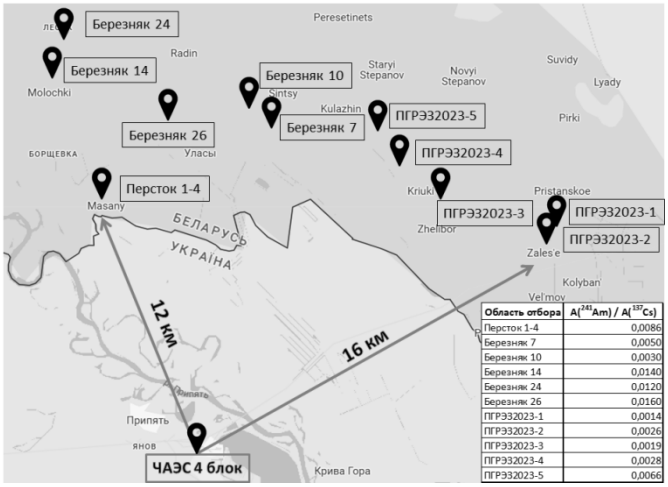
Смирнова А.Д., Чересленко Е.О., Полякова Т.Р., Власова И.Э.

Московский Государственный Университет имени М.В.Ломоносова
, кафедра радиохимии, Москва, Россия,
email: dekanat@chem.msu.ru, SAlexa2807@mail.ru

Оценка радиоэкологического состояния загрязненных территорий Полесского Государственного заповедника является одной из актуальных задач, напрямую связанных с последующей рекультивацией этих земель. Современные подходы к такой оценке требуют как проведение количественного анализа содержания радионуклидов в исследуемом объекте, так и понимания форм их присутствия в объектах окружающей среды, что определяет их миграционные характеристики.

Ключевым направлением данной работы является выявление и полу-количественная оценка содержания «горячих» частиц в почвах областей ПГРЭЗ. Для их идентификации было использовано соотношение активностей ^{241}Am / ^{137}Cs, измеренных методом гамма-спектрометрии. По этим значениям становится возможным выявить факт нахождения этих радионуклидов в форме «горячих» частиц. Дополнительно почвы были проанализированы методом радиографии, с помощью которой определялась доля активности, запасенная в «горячих» частицах. Совокупность этих подходов может быть рассмотрена как основа методики оценки радиационного загрязнения почв ПГРЭЗ.

В рамках исследования был выполнен пробоотбор почвенного покрова на ряде участков заповедника. Полученные образцы подвергались комплексному анализу: определению отношения активностей ^{241}Am / ^{137}Cs и радиографическому, который был описан ранее в работе [1]. Такое сочетание методов позволяет не только подтвердить наличие «горячих» частиц, но и приблизительно оценить их вклад в общее радиационное загрязнение.



Область отбора	A(^{241}Am) / A(^{137}Cs)
Перстоок 1-4	0,0086
Березняк 7	0,0050
Березняк 10	0,0030
Березняк 14	0,0140
Березняк 24	0,0120
Березняк 26	0,0160
ПГРЭЗ2023-1	0,0014
ПГРЭЗ2023-2	0,0026
ПГРЭЗ2023-3	0,0019
ПГРЭЗ2023-4	0,0028
ПГРЭЗ2023-5	0,0066

Рисунок 1. Области отбора проб и значения отношений активностей ^{241}Am и ^{137}Cs.

Литература
[1] Poliakova T.R., Vlasova I.E., Kalmykov S.N., Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2024, V. 1065, P. 169555.

МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ И ЗАХОРОНЕНИЯ ОЯТ

Смирнова А.А., Никифоров Д.Н., Романов К.Я., Яблонский М.В., Митрофанов А.А.

[a]Московский Государственный Университет имени М.В. Ломоносова
119991, Ленинские горы, 1с3
e-mail: Smirnova.anastasia2304@gmail.com

Обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) с точки зрения принятой в России концепции замкнутого ядерно-топливного цикла подразумевает переработку ОЯТ, последующее фракционирование и захоронение образующихся отходов. При этом каждый этап сопровождается работой с высокоактивными материалами. Поэтому важным критерием для систем по переработке ОЯТ и последующим комплексам по захоронению является радиационная стойкость.

В данной работе рассматривается требование высокой радиационной стойкости по отношению как к экстракционным системам для переработки ОЯТ, так и к матрицам для захоронения образующихся радиоактивных отходов, при этом в качестве матриц рассматриваются как стеклянные, так и кристаллические структуры. Моделирование радиационной стойкости таких систем является важным преимуществом, существенно сокращая время и материальные ресурсы на разработку, позволяя оценивать устойчивость к облучению до этапа синтеза материалов. Несмотря на схожесть задачи, нами были использованы различные методы для различных систем.

Основными подходами в данной работе были методы квантовой химии и искусственного интеллекта. На их основе предложены модели, которые позволяют оценивать радиолитическую устойчивость экстракционных систем для переработки ОЯТ, моделировать процессы, происходящие в твердых матрицах для иммобилизации ВАО, определять потенциальный состав подходящих матриц.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ОСНОВНЫХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ КАЧЕСТВА ОТВЕРЖДЕННЫХ МЕТОДОМ ЦЕМЕНТИРОВАНИЯ КУБОВЫХ ОСТАТКОВ ЖРО АЭС

Тарганов И.Е., **Верещагин П.М.**, **Василишин А.Л.**, **Понизов А.В.**

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»,
107140, Москва, Малая Красносельская ул., 2/8, к. 5,
e-mail: targanov@secnrs.ru

Эксплуатация атомных электростанций (АЭС) сопряжена с образованием значительного количества жидких радиоактивных отходов (ЖРО) основная часть которых представлена кубовыми остатками (КО). Одним из наиболее часто применяемых методов переработки КО является цементирование благодаря относительной простоте осуществления процесса, пожаровзрывобезопасности получаемых цементных компаундов (ЦК), их механической прочности и водоустойчивости. К свойствам получаемых ЦК установлены ряд основных показателей их качества (Приложение № 1 к НП-019-15 [1]), среди которых: водоустойчивость, механическая прочность, радиационная стойкость, устойчивость к термическим циклам, водостойкость и объем не вошедших в состав ЦК ЖРО. В настоящее время на Ростовской АЭС эксплуатируется установка для цементирования ЖРО с получением ЦК с максимально возможной степенью наполнения КО [2].

Целью работы является экспериментальное определения соответствия основным показателям качества ЦК путём включения имитаторов КО в широком диапазоне солесодержания в цементно-глиняную смесь (ЦГС).

Для изготовления контрольных образцов применялись цементы марок ЦЕМ I 42,5Н, ЦЕМ II/А-Ш 42,5Н, бентонит месторождения 10-й Хутор, модельные растворы КО Ростовской АЭС с солесодержанием 450, 600, 800 и 1000 г/л и 46% раствор NaOH. В качестве исходного раствора был выбран имитатор КО с солесодержанием 450 г/л, который был получен растворением смеси состава [3], масс. %: 27,4 H_3BO_3, 2,0 Na_2SO_4, 1,0 NaCl, 44,9 $NaNO_3$, 19,8 NaOH, 4,9 KOH в дистиллированной воде. Модельные растворы с большим солесодержанием были получены упариванием исходного раствора. Для определения показателя водоустойчивости в раствор добавляли нитраты стабильных изотопов стронция и цезия. Перед проведением испытаний образцы с соотношением сторон 2×2×2 см, изготовленные путём добавления цементно-глиняной смеси в раствор имитатора с температурой 60–80 °С при соотношении ЦГС : КО – 1 г : 1,55-1,75 мл в зависимости от солесодержания, выдерживались в течение 28 суток при относительной влажности воздуха более 95%.

По результатам проведённых испытаний установлено, что солесодержание отверждаемых ЖРО значительно влияет на основные показатели качества ЦК. В результате определения механической прочности исходных образцов и образцов после определения устойчивости к термическим циклам (морозостойкости) с включением имитаторов КО с солесодержанием 450 и 600 г/л отмечается соответствие показателю механической прочности, установленному Приложением № 1 к НП-019-15 со значениями более 50 кгс/см^2. Для образцов, полученных путём отверждения модельных растворов КО с солесодержанием 800 и 1000 г/л, выявлено несоответствие данному требованию. Ожидаются результаты определения показателей скорости выщелачивания и водостойкости.

Литература

[1] Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15).
[2] Сорокин В.Т. *Радиоактивные отходы*, 2019, **2(7)**, 31-40.
[3] Захарова К.П. и др. *Атомная энергия*, 2007, **103(5)**, 309-314.

ТЕТРААЛКИЛДИФОСФОНИЕВЫЕ СОЛИ КАК ОСНОВА ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМ ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ АКТИНИДОВ(IV,VI)

Фоминых А.Ю., **Матвеев П.И.**,
Герасимов М.А., **Борисова Н.Е.**

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы, 1,
e-mail: fominyhanna@bk.ru

Четвертичные аммониевые и фосфониевые соли за счёт улучшенных по сравнению с молекулярными экстрагентами свойств (коэффициенты распределения, устойчивость к радиолизу) представляют собой перспективные компоненты экстракционных систем для выделения актинидов [1, 2]. В данной работе с целью увеличения эффективности экстракции актинидов(IV, VI) из азотнокислых сред был синтезирован ряд двухзарядных фосфониевых солей (рис. 1).

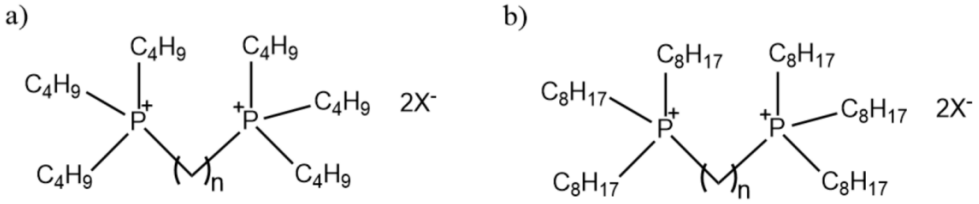


Рисунок 1. Общая формула дифосфониевых солей, n=2-4, X= Br^-, NO_3^-.

Для всех соединений были получены зависимости коэффициентов распределения урана(VI) и тория(IV) от концентрации фосфониевых солей в растворителе мета-нитробензотрифториде, а также от концентраций азотной кислоты и нитрата натрия. Установлено, что повышение гидрофобности молекул экстрагента за счёт замены бутильного заместителя в составе катиона на октильный значительно повышает эффективность экстракции урана(VI) и тория(IV), тогда как переход от бромид-аниона к нитрату, напротив, существенно её понижает. С увеличением концентрации азотной кислоты коэффициенты распределения обоих элементов резко снижаются для всех октильных лигандов, а также для бутильного лиганда с наиболее длинной углеродной цепью между фосфониевыми фрагментами. Дальнейшие эксперименты проводили при концентрации азотной кислоты 3 моль/л.

С целью установления механизма экстракции органическую фазу, насыщенную ураном(VI), исследовали методами спектроскопии комбинационного рассеяния и XANES-спектроскопии. Оба метода показали наличие тринитратного анионного комплекса уранила, что свидетельствует об экстракции по анионообменному механизму, что характерно для фосфониевых соединений [3]. Также были получены и исследованы методом рентгеноструктурного анализа монокристаллы тория(IV) и урана(VI) с бутильными лигандами с различной длиной углеродной цепи. Для тория(IV) наблюдалась ионная пара, состоящая из лиганда и гексанитратного комплекса тория, однако для урана(VI) в состав ионной пары входил смешанный нитратно-бромидный комплекс уранила.

Литература

[1] Mohapatra P. K. *Dalton Transactions*, 2017, **46**, №. 6, 1730-1747.
[2] Razi M. *Separation and Purification Technology*, 2021, **262**, 118289.
[3]. Rout A. *Journal of Ionic Liquids*, 2022, **2**, № 1, 100029.

ПРИМЕНЕНИЕ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОЙ КЕРАМИЧЕСКОЙ МАТРИЦЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ХЛОРИДСОДЕРЖАЩИХ РАО

Шаталина Я.И., Погляд С.С., Дмитриева О.С, Романова О.В.

АО «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов», 433510, г. Димитровград, ш. Западное, д.9
e-mail:shatalina.yaana@yandex.ru

Для кондиционирования радиоактивных отходов (РАО) продолжается поиск эффективных матричных материалов для их иммобилизации, оптимальных по физико-химической стабильности получаемых компаундов. Например, в процессах пирохимической переработки ОЯТ наиболее распространенными средами являются хлориды щелочных металлов различного состава. Отработавший электролит не подлежит рециклированию и является удаляемым среднеактивным отходом (САО) [1]. Учитывая большую коррозионную активность хлорид - иона, а также летучесть значительного количества хлоридов, традиционные высокотемпературные процессы применимы ограничено.

Ранее нами [0] было показано, что для решения этой проблемы может быть использована низкотемпературная железофосфатная керамика (ЖФК).

В данной работе представлены результаты исследования эффективности использования ЖФК с заменой основного компонента (Fe) на компонент конструкционных материалов (ЭП823) для иммобилизации хлоридов щелочных металлов, являющимися основой отработанного электролита пирохимической технологии.

Синтез матрицы проводили следующим образом: компоненты керамики, с учетом замены оксида железа на сталь ЭП823 после отгонки жидким цинком, предварительно измельчали с помощью шаровой планетарной мельницы Retsch PM 200. Хлоридные отходы (эвтектическая смесь NaCl-2CsCl) растворяли в фосфорной кислоте, после чего добавляли подготовленные компоненты керамики и перемешивали до загустения. Отверждение полученной смеси проводили при комнатной температуре над свежепросушенным силикагелем.

Полученные образцы были испытаны на химическую устойчивость (водоустойчивость), механическую прочность и водостойкость, и дали удовлетворительные результаты.

Скорость выщелачивания ^{137}Cs находится в пределах, указанных в НП-019-15, и составляет $0{,}45\times10^{-5}$ г/см^2×сут. Механическая прочность образца составила 27,5 МПа. Водостойкость (механическая прочность образца после 90-дневного погружения в воду) – 26,9 МПа.

По полученным данным можно сделать вывод, что включение фракции ЭП823 после отгонки жидким цинком, в качестве имитаторов конструкционных материалов, не указывает влияния на водоустойчивость, механическую прочность и водостойкость матрицы.

Литература:

[1] Исследование включения отработавшего расплава хлоридов щелочных элементов в керамику / С. В. Томилин, А. Н. Лукиных, А. А. Лизин [и др.] // Атомная энергия. – 2007. – Т. 102, № 3. – С. 178-183. – EDN JVTYEH.
[2] Экспериментальная проверка применимости железофосфатной керамики для иммобилизации радиоактивных отходов пирохимической переработки ОЯТ / С. С. Погляд, Я. И. Шаталина, Е. А. Безднякова, О. С. Дмитриева // Вопросы радиационной безопасности. – 2024. – № 4(116). – С. 27-34. – EDN CVVWWP.

Баранов Д.Ю., 4

Басова А.А., 5

Булаев Н.А., 6

Васюнина Е.В., 7

Глушков Е.Д., 8

Губская М.Л., 9

Жемжуров А.М., 10

Замалтдинова А.Р., 11

Зубкова В.В., 12

Камышева Р.А., 13

Клюкина А.О., 14

Койфман М.И., 15

Колесов В.В., 16

Кублинский М.К., 17, 18

Кузенкова А.С., 19

Листова А.Л., 20

Матвеенко А.В., 21

Метленков Н.А., 22

Михальцова И.А., 23

Муслимов Д.Д., 24

Мухтарулина Г.Р., 25

Назаренко К.М., 26

Новичков Д.А., 27

Осипенко А.А., 28

Панфилов Ю.П., 29

Рехтина Ю.К., 30

Руденко М.А., 31

Серая С.А., 32

Сидорова Э.С., 33

Скрылева П.И., 34

Смирнова А.А.,, 36

Смирнова А.Д., 35

Тарганов И.Е., 37

Фоминых А.Ю., 38

Шаталина Я.И., 39

3-я Школа молодых ученых

«НАУЧНЫЕ ОСНОВЫ ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЙ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА»

9-12 октября 2025 I г. Красноярск