

75
ГОРНО-
ХИМИЧЕСКИЙ
КОМБИНАТ
с 1950 года

ВРЕМЯ
СИЛЬНЫХ

Ra



ГХК
РОСАТОМ

ХІ РОССИЙСКАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ РАДИОХИМИЯ 2025

13-17 ОКТЯБРЯ 2025 ГОДА. Г. КРАСНОЯРСК

КОНФЕРЕНЦИЯ ПРИУРОЧЕНА К 75-ЛЕТИЮ ФГУП «ГХК»



RADIOCHEM-CONF.RU

СБОРНИК ТЕЗИСОВ



ГХК
РОСАТОМ

75
ГОРНО-
ХИМИЧЕСКИЙ
КОМБИНАТ
С 1950 ГОДА
ВРЕМЯ
СИЛЬНЫХ

Ra

СБОРНИК ТЕЗИСОВ

Г. Красноярск
13-17 октября 2025 г.

ОРГКОМИТЕТ

Сопредседатели

Калмыков С.Н.

академик РАН, МГУ имени М. В. Ломоносова

Мясоедов Б.Ф.

академик РАН, Президиум РАН

Тинин В.В.

Росатом

Заместители сопредседателей

Петров В.Г.

МГУ имени М. В. Ломоносова

Винокуров С.Е.

ГЕОХИ РАН

Колупаев Д.Н.

ФГУП «ГХК»

Адамов Е.О.

АО «Прорыв»

Иванов К.В.

Росатом

Кулюхин С.А.

ИФХЭ РАН

Смирнов И.В.

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»

Ананьев А.В.

АО «ВНИИНМ»

Игнатьев В.В.

НИЦ КИ

Линге И.И.

ИБРАЭ РАН

Асмолов В.Г.

Росатом

Ильгисонис В.И.

Росатом

Магомедбеков Э.П.

РХТУ

Степанов С.И.

РХТУ

Будыка А.К.

Росатом

Кашеев В.А.

АО «ВНИИНМ»

Порошин А.В.

ФГУП «ПО «Маяк»

Тананаев И.Г.

*чл.-корр.,
ФИЦ КНЦ РАН*

Воронина А.В.

УрФУ

Ковалишин А.А.

чл.-корр., НИЦ КИ

Романчук А.Ю.

МГУ имени М. В. Ломоносова

Таран О.П.

ИХХТ СО РАН

Дмитриев С.Н.

ОИЯИ

Кодина Г.Е.

НМИЦ Радиологии

Рябков Д.В.

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»

Туззов А.А.

АО «ГНЦ НИИАР»

Долматов О.Ю.

НИ ТПУ

Котов С.А.

АО «СХК»

Семенов М.А.

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»

Угрюмов А.В.

АО «ТВЭЛ»

Дорофеев А.Н.

Росатом

Красикова Р.Н.

ИМЧ РАН

Дуб А.В.

Росатом Наука

Кузнецов Р.А.

УлГУ

Сидоренко Г.В.

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»

Федоров Ю.С.

СПбГТИ(ТУ)

Зайков Ю.П.

ИБТЭ УрО РАН

Шадрин А.Ю.

ЧУ «НиИ»

Хомяков Ю.С.

АО «Прорыв»

Соруководители

Апальков Г.А.

ФГУП «ГХК»

Винокуров С.Е.

ГЕОХИ РАН

Петров В.Г.

*МГУ имени
М. В. Ломоносова*

Манашова Е.И.

ФГУП «ГХК»

Гужонкова Ю.В.

*МГУ имени
М.В. Ломоносова*

Казаков А.Г.

ГЕОХИ РАН

Мацеля В.И.

ФГУП «ГХК»

Кузьменкова Н.В.

*МГУ имени
М.В. Ломоносова*

Родионова А.А.

ГЕОХИ РАН

Сенчурова И.А.

ФГУП «ГХК»

Плахова Т.В.

*МГУ имени
М.В. Ломоносова*

Бабаин В.А.

*АО «Радиевый институт
им. В.Г. Хлопина»*

Тадевосян Ю.А.

ФГУП «ГХК»

Путятин А.В.

*МГУ имени
М.В. Ломоносова*

Караван М.Д.

*АО «Радиевый институт
им. В.Г. Хлопина»*

Белинский Л.Л.

Росатом

Леонова Л.А.

НИ ТПУ

Семенкова А.С.

*МГУ имени
М.В. Ломоносова*

Сахоненкова А.П.

*АО «Радиевый институт
им. В.Г. Хлопина»*

Власова И.Э.

*МГУ имени
М.В. Ломоносова*

Кабиров Р.Р.

АО «ТВЭЛ»

Тюпина М.Ю.

*АО «Радиевый институт
им. В.Г. Хлопина»*

ISBN 978-5-6054102-2-5



**ТЕХНИЧЕСКИЙ
ПАРТНЕР**



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

СОДЕРЖАНИЕ

Пленарные доклады	6
Секция 1. Фундаментальные вопросы радиохимии	7
Ключевые доклады	8
Устные доклады	11
Постерные доклады	20
Заочные доклады	42
Секция 2. Методы выделения и разделения радионуклидов	47
Ключевые доклады	48
Устные доклады	51
Постерные доклады	73
Заочные доклады	103
Секция 3. Радиохимические технологии, в том числе трансмутация и мультирециклирование ядерных материалов	108
Ключевые доклады	109
Устные доклады	113
Постерные доклады	142
Заочные доклады	181
Секция 4. Аналитическое обеспечение радиохимических процессов	188
Ключевые доклады	189
Устные доклады	192
Постерные доклады	197
Заочные доклады	210
Секция 5. Обращение с радиоактивными отходами	212
Ключевые доклады	213
Устные доклады	216
Постерные доклады	254
Заочные доклады	331
Секция 6. Поведение радионуклидов в окружающей среде	348
Ключевые доклады	349
Устные доклады	353
Постерные доклады	375
Заочные доклады	401
Секция 7. Радиофармацевтическая химия	403
Ключевые доклады	404
Устные доклады	407
Постерные доклады	413
Заочные доклады	423
Авторский указатель	425

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

Калмыков Степан Николаевич

МГУ имени М.В. Ломоносова

МИРОВЫЕ ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ РАДИОХИМИИ

Адамов Евгений Олегович

АО «Прорыв», АО «НИКИЭТ»

ЭНЕРГОСИСТЕМЫ IV ПОКОЛЕНИЯ

Тинин Василий Владимирович

Госкорпорация «Росатом»

СТРАТЕГИЯ РАЗВИТИЯ РАДИОХИМИЧЕСКОГО НАПРАВЛЕНИЯ ГОСКОРПОРАЦИИ
«РОСАТОМ»

Колупаев Дмитрий Никифорович

ФГУП «ГХК»

75 ЛЕТ ФГУП «ГХК». СОЗДАНИЕ КЛАСТЕРА ПО ОБРАЩЕНИЮ С ОЯТ И
ФАБРИКАЦИИ U-Pu ТОПЛИВА

Дорофеев Александр Николаевич

Госкорпорация «Росатом»

КОНЦЕПЦИЯ ОБРАЩЕНИЯ С РАО ДО 2050 ГОДА

Шадрин Андрей Юрьевич

Частное учреждение «Наука и Инновации»

ПРОГРЕСС В РАЗРАБОТКЕ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ ДЛЯ
ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ И ОБРАЩЕНИЯ С РАО

Оганесян Юрий Цолакович

ОИЯИ

СВЕРХТЯЖЕЛЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ

Тананаяев Иван Гундарович

ФИЦ Кольский научный центр РАН - ИХТРЭМС КНЦ РАН

Винокуров Сергей Евгеньевич

ГЕОХИ РАН

НАУЧНАЯ ШКОЛА АКАДЕМИКА Б.Ф. МЯСОЕДОВА (К 95-ЛЕТНЕМУ ЮБИЛЕЮ)

Каприн Андрей Дмитриевич

ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России

ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА

Стебельков Владимир Альвианович

НП «Лаборатория анализа микрочастиц»

КОНТРОЛЬ ВЫБРОСОВ НА ОСНОВЕ АНАЛИЗА МИКРОЧАСТИЦ

СЕКЦИЯ 1

Фундаментальные вопросы радиохимии

RADIOCHEM-CONF.RU

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИСКУССТВЕННОГО ИНТЕЛЛЕКТА ДЛЯ ДИЗАЙНА НОВЫХ СОЕДИНЕНИЙ В РАДИОХИМИИ

Митрофанов А.А.^{а,б}

^а *Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы, 1с3,*

^б *Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, Институт искусственного интеллекта, Ломоносовский просп., 27к1
e-mail: mitroffjr@gmail.com*

Искусственный интеллект становится основным инструментом, трансформирующим окружающие нас процессы, и открывающих новые перспективы во многих областях, от науки и технологий до повседневной жизни. Одним из таких направлений является ускорение разработки новых соединений с заданными свойствами за счет моделей машинного обучения, способных осуществлять сбор данных, прогнозирование свойств соединений с известной структурой или составом, поиск синтетических путей и даже генерацию новых соединений. Такие модели уже применяются в различных областях химии, а их использование в радиохимии является особенно актуальным за счет возможного уменьшения требуемых объемов экспериментальной работы с источниками ионизирующего излучения.

Вместе с тем, широкое развитие методов искусственного интеллекта на базе больших языковых моделей (в первую очередь GPT), привело к некорректной оценке возможностей подобных методов, за счет ошибок, получающихся при решении узкоспециализированных задач с использованием моделей общего назначения. Данный доклад посвящен описанию возможностей и ограничений методов ИИ в радиохимии на основании результатов работ в области *in silico* дизайна соединений, обладающих заданными свойствами и предназначенных для переработки ОЯТ и иммобилизации РАО. В докладе рассматриваются вопросы автоматизации сбора данных из статей с использованием больших языковых моделей. Демонстрируются модели машинного обучения, способные предсказывать ряд свойств органических молекул, включая растворимость в целевом растворителе [1], устойчивость комплексов с различными металлами [2], окислительно-восстановительные потенциалы. Обсуждается возможность поиска синтетического пути для целевой молекулы. А также демонстрируется весь цикл рационального дизайна матриц [3] для иммобилизации РАО от сбора данных и построения моделей, до генерации составов, синтеза и экспериментальной проверки предсказанных свойств.

Литература

1. Karpov K., Mitrofanov A., Korolev V., Tkachenko V. Size Doesn't Matter: Predicting Physico- or Biochemical Properties Based on Dozens of Molecules // Journal of Physical Chemistry Letters. 2021. Vol. 12. No. 38. pp. 9213-9219.
2. Karpov K., Mitrofanov A., Kalmykov S. N. On F-Element Extractant Design Using HSAB Theory // Inorganic Chemistry. 2025.
3. Korolev V., Mitrofanov A., Eliseev A., Tkachenko V. Machine-learning-assisted search for functional materials over extended chemical space // Materials Horizons. 2020. Vol. 7. No. 10. pp. 2710-2718.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 23-73-30006, <https://rscf.ru/project/23-73-30006/>.

ДВОЙНЫЕ ФОСФАТЫ Ce(IV) И АКТИНИДОВ: СИНТЕЗ, СТРУКТУРА И УСТОЙЧИВОСТЬ В ВОДНЫХ СРЕДАХ

Плахова Т.В.,^а Кузенкова А.С.,^а Крамар Б.В.,^а Тригуб А.Л.,^{а,б} Светогоров Р.Д.,^{а,б}
Шаульская М.Д.,^а Цымбаренко Д.М.,^а Ширяев А.А.,^в Романчук А.Ю.,^а Калмыков С.Н.^а

^аМосковский государственный университет имени М. В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы 1

^бНациональный исследовательский центр “Курчатовский институт”, Москва, Россия

^вИФХЭ им. А. Н. Фрумкина РАН, 119071, Москва, Ленинский проспект 31к4
e-mail: plakhovaty@my.msu.ru

Фосфат-анионы являются важными компонентами природных и техногенных водных систем, где они способны образовывать труднорастворимые соединения в широком диапазоне условий. Помимо формирования собственных фаз, фосфаты могут индуцировать фазовые превращения оксидных наночастиц. Ранее нами было показано, что длительное хранение наночастиц CeO_2 в присутствии растворённых фосфатов приводит к формированию фазы $\text{NaCe}_2(\text{PO}_4)_3$ с морфологией наностержней [1]. Поскольку CeO_2 является нерадиоактивным структурным и валентным аналогом PuO_2 и ThO_2 , можно ожидать аналогичные превращения и для этих диоксидов. Таким образом, четырёхвалентные фосфаты актинидов могут быть потенциально стабильными формами в условиях окружающей среды. Фосфатные матрицы также рассматриваются как перспективные материалы для иммобилизации и захоронения радиоактивных отходов. В этом контексте важной задачей является разработка низкотемпературных методов синтеза устойчивых фосфатных фаз и оценка их стабильности в природных условиях.

Данная работа направлена на изучение фазовых трансформаций наночастиц PuO_2 , ThO_2 и CeO_2 в присутствии фосфат-анионов, синтез двойных фосфатов и исследование их устойчивости в водных средах. Серия двойных фосфатов Pu(IV) , Th(IV) и Ce(IV) была получена путём гидротермальной обработки (ГТ) предварительно синтезированных оксидных наночастиц в 1М растворе фосфатного буфера на основе ионов Na^+ , K^+ или NH_4^+ при $\text{pH} \approx 5$ и 8. Морфология образцов изучалась методом сканирующей электронной микроскопии (СЭМ). Для структурной идентификации использовался комплекс взаимодополняющих современных аналитических подходов, включая синхротронную рентгеновскую дифракцию, спектроскопию XANES/EXAFS и анализ функции распределения пар (PDF).

Установлено, что при $\text{pH} \approx 5$ в натрий-фосфатной среде наночастицы CeO_2 и PuO_2 трансформируются в нанокристаллические двойные фосфаты с натрием, аналогичные по структуре $\text{NaCe}_2(\text{PO}_4)_3$ [1]. Для ThO_2 подобные фазовые превращения наблюдаются в более широком диапазоне pH 5–8. После дополнительного отжига продуктов гидротермальной обработки ThO_2 формируется смесь кристаллических $\text{NaTh}_2(\text{PO}_4)_3$ и $\text{Na}_2\text{Th}(\text{PO}_4)_2$, причём их соотношение зависит от начального pH среды, что свидетельствует о возможности управления фазовым составом на стадии синтеза. [2]. В калий- и аммоний-фосфатных буферах PuO_2 образует кристаллические фазы двойных фосфатов, изоструктурные $\text{K}_2\text{Ce}(\text{PO}_4)_2$ и $\text{NH}_4\text{Ce}(\text{PO}_4)$. Дополнительно исследован процесс растворения нанодисперсных натриевых фосфатов церия, подтвердивший их устойчивость в водной среде в широком диапазоне pH , что важно для потенциальных технологических применений.

Литература

1. Plakhova T. V. et al., *Chemosphere*, 2024, **368**, 143664.
2. Kramar B.V. et. al., *Dalton Trans.*, 2025, **54**, 7360.

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

ЭНЕРГОДИСПЕРСИОННЫЕ СПЕКТРЫ АКТИНИДСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ

**Ширяев А.А.^а Волгин М.И.,^а Толстихина И.Ю.,^б Федосеев А.М.,^а Шевелько В.П.,^б
Япаскурт В.О.,^в Неволин М.Ю.^а**

^аИФХЭ им. А.В. Фрумкина РАН, 119991, Москва, Ленинский проспект 31к4,

^бФИАН им. П.Н. Лебедева РАН, 119991, Москва, Ленинский проспект, 53

^вГеологический ф-т. МГУ им. М.В. Ломоносова, 119991, Москва

e-mail: shiryaev@phycs.ac.ru

Одной из значительных проблем при рентгеновском микроанализе химического состава образцов, содержащих радионуклиды с высокой удельной α -активностью, является интерференция аналитических линий и вклада процессов внутренней конверсии ядер отдачи. В ряде работ предлагается использование М-линий и введение поправок на теоретически рассчитанный вклад внутренней конверсии [1]. Однако данный подход сложно считать оптимальным в связи с тем, что не учитывается взаимодействие с электронными оболочками ионов решетки [2] и эффект Костера-Кронига. Сравнение экспериментально измеренных и расчетных интенсивностей аналитических линий ядер отдачи урана выявило расхождения, достигающие 20-50% [3]. Показано заметное влияние химического состава образцов (оксиды, другие соединения) на различия между экспериментом и расчетами. Таким образом, учет только внутренней конверсии не во всех случаях может давать корректные результаты.

В настоящей работе приводится как обзор выполненных ранее работ, так и представлены новые результаты экспериментальных и теоретических исследований автоэмиссионных спектров специально приготовленных образцов диоксидов Pu, Am с известным изотопным составом. На основе анализа положений спектральных линий показано, что ядра отдачи при распаде изученных радионуклидов имеют заряд менее +15, что согласуется с рядом предшествующих исследований. Обсуждаются возможные механизмы расхождений между измеренными и расчетными интенсивностями аналитических линий.

Литература

1. Wiss T. et al., *Microscopy & Microanalysis*, 2007, **13**(1), 196.
2. Афросимов В.В. и др., *ЖЭТФ*, 1968, **56**, 1204.
3. Shiryaev et al., *MRS Advances*, 2020, **5**(3-4), 177.

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ МЕЧЕННЫХ ТРИТИЕМ СОЕДИНЕНИЙ В КАЧЕСТВЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИНДИКАТОРОВ В СОВРЕМЕННОЙ НАУКЕ

Бадун Г.А.

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

Тритий широко применяется как радиоактивный индикатор в различных областях химии и биохимии, при разработке новых лекарственных средств, в экологии. Большой набор способов синтеза и относительно низкая стоимость меченных тритием соединений вместе с простотой обеспечения безопасности работы являются значительным преимуществом в его использовании.

Однако в последние годы стали широко использоваться другие подходы для решения аналогичных задач. Применение короткоживущих радионуклидов снимает проблему дальнейшей утилизации отработанных материалов. Развитие масс-спектрометрии открывает новые возможности применения в качестве индикаторов стабильных изотопов (^2H , ^{13}C , ^{15}N). Использование флуоресцентных и хемилюминесцентных меток также является эффективным приемом в различных исследованиях.

В докладе рассматриваются современные подходы к получению соединений, меченных тритием, включая химический синтез и реакции изотопного обмена. Рассматривается группа физико-химических методов синтеза, и прежде всего активация изотопного обмена диссоциацией молекулярного трития на нагретой электрическим током вольфрамовой проволоке.

Проводится сопоставление возможностей использования меченных тритием соединений в качестве радиоактивных индикаторов с указанными выше альтернативными вариантами индикаторов. Анализируется опыт использования метода тритиевого зонда как комплексного подхода к изучению сложных молекулярных систем, включающий использование меченных тритием соединений как радиоактивных индикаторов, а также обработку атомарным тритием исследуемых комплексов с целью получения информации об их составе и пространственной организации.

Наиболее эффективным в таких исследованиях видится привлечение помимо радиохимических также и большого набора аналитических и физико-химических методов. Такой подход активно развивается в МГУ имени М.В. Ломоносова, где кафедра радиохимии химического факультета является базовой для получения меченых тритием соединений и работы с радиоактивными веществами, а тесная кооперация с другими подразделениями позволяет решать самые сложные научные задачи.

Исследование выполнено в рамках государственного задания МГУ имени М.В. Ломоносова.

УТОЧНЕНИЕ ФАЗОВЫХ ДИАГРАММ СИСТЕМ U-Ru, U-Rh

Волгин М.И., Ширяев А.А., Кулюхин С.А., Неволин Ю.М.

*ИФХЭ РАН, 119071, г. Москва, Ленинский проспект, д.31, корп. 4,
e-mail: forfschool@mail.ru*

В ходе работы ядерного реактора в ядерном топливе нарабатываются продукты деления, которые в зависимости от своей природы могут либо встраиваться в матрицу топлива с образованием твёрдых растворов, либо образовывать новые фазы. Считается, что в перспективном топливе для реакторов на быстрых нейтронах – смешанном моонитриде урана с плутонием (U,Pu)N – одной из таких новых фаз является интерметаллид U(БМ)₃, где БМ – Ru, Rh, Pd.

Поскольку на текущий момент экспериментальные исследования фазового состава отработавшего нитридного ядерного топлива (ОЯТ) достаточно скудны, для прогнозирования состава такого ОЯТ часто используют термодинамическое моделирование. Однако, большая часть опорных данных для интерметаллических систем U-Ru и U-Rh, которые необходимы для моделирования системы U(БМ)₃, берёт своё начало в нескольких публикациях конца шестидесятых годов [1, 2], посвящённых этой системе.

На основании термического анализа, металлографии и РФА авторами [1,2] для U-Ru и U-Rh установлено наличие ряда интерметаллических соединений: URu₃, U₃Ru₅, U₃Ru₄, URu, U₂Ru, URh₃, U₃Rh₅, U₃Rh₄ и U₄Rh₃. Однако к настоящему моменту известны кристаллические структуры лишь для URu₃, U₂Ru, URh₃. Кроме того, для большинства интерметаллидов не известны области их гомогенности. Также авторами отмечено, что исследуемые соединения реагируют с типичными керамическими материалами при их термической обработке, что негативно сказывается на достоверности получаемых результатов.

В данной работе предпринята попытка восполнить имеющиеся пробелы в данных о структуре и образовании интерметаллических соединений с использованием современных аналитических подходов, а также с учетом высокой реакционной способности соединений. Для этого нами были получены сплавы U-Ru и U-Rh различного состава, как в форме образцов после дугового сплавления, так и после процедуры отжиг-закалка. С помощью РФА исследован фазовый состав образцов, для изучения микроструктуры и элементного состава использовали РЭМ-РСМА. Термические переходы в образцах в условиях линейного нагрева-охлаждения изучали при помощи ТГ-ДТА. Для уменьшения взаимодействия образцов при нагревании нами предложен и успешно опробован керамический UO₂. В ходе работы определены температуры фазовых переходов и области гомогенности указанных соединений, исследование их кристаллической структуры продолжается.

Литература

1. Park J.J., Mullen L.R. Reactions of uranium and the platinide elements. II. The Uranium-Rhodium System // J. Res. Natl. Bur. Stand. Sect. A Phys. Chem. 1967. Vol. 72A, № 1. P. 7.
2. Park J.J. Reactions of Uranium With the Platinide Elements. I. The Uranium-Ruthenium System // J. Res. Natl. Bur. Stand. Sect. A Phys. Chem. 1968. Vol. 72, № 1. P. 10.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда за счёт гранта № 24-73-00335.

СТРУКТУРА И ТОПОЛОГИЯ СЛОИСТЫХ ПОЛИУРАНАТОВ АММОНИЯ

**Гербер Е.А.,^а Крот А.Д.,^{а,б} Чернышев В.В.,^{а,б} Тригуб А.Л.,^в Соболев Н.А.,^б
Аверин А.А.,^а Максимов С.В.,^б Светогоров Р.Д.,^в Неволин Ю.М.^{а,б}**

^аИнститут физической химии и электрохимии имени А.Н. Фрумкина Российской Академии
Наук, 119071, Москва, Ленинский проспект, 31 корп. 4

^бМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический
факультет, 119991, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 3

^в «НИЦ» Курчатовский институт, 123182, Москва, Курчатовская площадь, 1
e-mail: chem.gerber@gmail.com

Полиурاناتы аммония играют важную роль в атомной энергетике, тем не менее, ни химический состав, ни структура таких соединений не установлены однозначно. Несмотря на то, что данные соединения удается получить только в виде поликристаллических образцов, развитие физико-химических методов характеристики веществ сделало возможным получение структурной информации об уранатах аммония, что и обусловило научный интерес к этой теме [1].

В данной работе образцы были синтезированы путем добавления водного раствора аммиака к твердому UO_3 с различным соотношением UO_3/NH_3 . Смесь перемешивали при температуре 40°C в течение 28 и 166 дней. Осадки промыли и исследовали набором физико-химических методов.

Было обнаружено, что свойства продуктов реакции зависят как от соотношения UO_3/NH_3 , так и от времени синтеза. Был установлен химический состав двух монофазных образцов: $3\text{UO}_3 \cdot \text{NH}_3 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ и $2\text{UO}_3 \cdot \text{NH}_3 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$. Все образцы обладают слоистой структурой, аналогичной скупиту – оксогидроксиду U(VI) , в которой межслоевые молекулы воды частично замещены катионом аммония NH_4^+ . Данные порошковой рентгеновской дифракции были использованы для уточнения структуры, при этом была получена дополнительная кристаллографическая информация (Табл. 1) [2].

Таблица 1. Результаты уточнения структуры полиуранатов аммония.

	$3\text{UO}_3 \cdot \text{NH}_3 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$	$2\text{UO}_3 \cdot \text{NH}_3 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$
Пространственная группа	$P2nn$	$I2_12_12_1$
a, Å	12.2295(12)	12.1969(11)
b, Å	15.0201(16)	14.4787(13)
c, Å	7.1361(8)	7.0504(7)
Rp	0.0240	0.0362
Rwp	0.0341	0.0463

Литература

1. Leinders G., Acevedo B., Jutier F., Colak G., Verwerft M. Inorg. Chem. 2023, 62, 9807.
2. Gerber E., Krot A., Chernyshev V., Trigub A., Soboлев N., Averin A., Maksimov S., Svetogorov R., Nevolin I. Inorg. Chem., 2024, 63, 13402.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда, грант № 21-73-00138.

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

**Кузенкова А.С.^{а,б}, Плахова Т.В.^а, Куликова Е.С.^б, Светогоров Р.Д.^{а,б},
Тригуб А.Л.^{а,б}, Крамар Б.В.^а, Япаскурт В.О.^а, Неволин Ю.М.^{а,в}, Шаульская М.Д.^а,
Цымбаренко Д.М.^а, Романчук А.Ю.^а, Калмыков С.Н.^а**

^аМосковский Государственный Университет имени М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы 1,
^бНИИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова,
^вИФХЭ им. А. Н. Фрумкина РАН, 119071, Москва, Ленинский проспект 31к4
e-mail: kyznastyaya@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 щелочноземельных металлов. Установлено, что соединения состава KAnO_2CO_3 ($\text{An} = \text{Pu}, \text{Np}$) имеют гексагональную структуру, которая представляет собой анионные слои $[\text{AnO}_2\text{CO}_3]^-$ с катионами K^+ между ними. В свою очередь, структура соединения $\text{NaNpO}_2\text{CO}_3 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$ уже значительно отличается и представляет собой чередующиеся орторомбические слои $[\text{NpO}_2\text{CO}_3]^{n-}$ и межслоевые катионные частицы $[\text{Na}(\text{H}_2\text{O})_3]^{n+}$ [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 $1 \cdot 10^{-4} \text{ М}$ при $\text{pH} = 8 - 9$ в присутствии карбоната воздуха в течение 20-90 дней образуется фаза двойного карбоната пятивалентного плутония KPuO_2CO_3 гексагональной структуры даже при значительном избытке ($[\text{Na}^+]/[\text{K}^+] \geq 30$) катионов Na [1].

В работе предложены методы синтеза двойных карбонатов Np(V) с щелочноземельными металлами методами ионного обмена фазы $\text{NaNpO}_2\text{CO}_3 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$ 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 $\text{Ca}_{0,5}\text{NpO}_2\text{CO}_3 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ с орторомбической *I* решеткой и $\text{Mg}_{0,5}\text{NpO}_2\text{CO}_3 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ с моноклинной *P* решеткой могут быть получены методом ионного обмена. Твёрдые фазы $\text{Ca}_{0,5}\text{NpO}_2\text{CO}_3 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ с орторомбической *P* решеткой, а также $\text{Mg}_{0,5}\text{NpO}_2\text{CO}_3 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ и $\text{Mn}_{0,5}\text{NpO}_2\text{CO}_3 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ с моноклинной *P* решеткой могут быть получены прямым осаждением из растворов при $\text{pH} 8$.

Были проведены эксперименты по исследованию растворимости твёрдых фаз $\text{Mg}_{0,5}\text{NpO}_2\text{CO}_3 \cdot x\text{H}_2\text{O}$ и KNpO_2CO_3 в режиме недонасыщения в растворах NaClO_4 . По результатам определены произведения растворимости представленных соединений: $\lg K_{\text{сп}}^{\circ} = -15,9$ 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.

Литература

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

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

УСТАНОВКА ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ ГАЗОВОЙ ХИМИИ ФЛЕРОВИЯ И КОПЕРНИЦИЯ

**Мадумаров А.Ш.,^а Гольцман А.И.,^{а,б} Поробанюк Л.С.,^а Чупраков И.,^а
Попов Ю.А.,^а Свирихин А.И.,^а Астахов А.А.,^а Божиков Г.А.,^а Аксенов Н.В.^а**

^аЛаборатория ядерных реакций им. Г.Н. Флерова, Объединенный институт ядерных исследований, 141980, Московская обл., г. Дубна, ул. Жолио-Кюри, 6,

^бНациональный исследовательский Томский политехнический университет,
634050, г. Томск, проспект Ленина, 30
e-mail: nikolay.aksenov@jinr.ru

В настоящее время изучение химических свойств коперниция, Сп и флеровия, Fl является важнейшей научной задачей в области радиохимии сверхтяжелых элементов (СТЭ). Значения энтальпии адсорбции Fl на золоте, полученные на основе теоретических предсказаний и в серии термохроматографических экспериментов характеризуются большим расхождением [1]. Экспериментальный подход основан на «торможении» вылетающих из облучаемых мишеней продуктов ядерных реакций в среде инертных газов, их транспортировке газовой струей по тонкому капилляру в детектирующий модуль с последующей адсорбцией изучаемого элемента при определенной температуре на покрытой золотом поверхности Si-полупроводниковых детекторов [2].

Для проведения химических исследований на Фабрике СТЭ (ЛЯР ОИЯИ) создан новый экспериментальный комплекс объединяющий газонаполненный электромагнитный сепаратор GRAND и химическую установку для выделения и изучения свойств СТЭ «Криодетектор», хорошо зарекомендовавшую себя в предыдущих исследованиях [3,4,5]. Проведение экспериментов с короткоживущим радионуклидом ²⁸⁷Fl с периодом полураспада 0,36 сек. требует существенно увеличить время и эффективность газового транспорта. Для этого мы исследовали торможение ядер отдачи в смеси инертных газов He/Ar в зависимости от содержания аргона. Используя полученные результаты и моделирование газовых потоков в программном обеспечении COMSOL Multiphysics мы создали камеру сбора ядер отдачи. Для увеличения эффективности всего эксперимента мы успешно решили следующие задачи. Автоматизация и замыкание системы быстрого газового транспорта. Создание новых полупроводниковых детекторов с напылением золота и системы охлаждения детектора жидким азотом, что позволило расширить линейный температурный градиент от комнатной температуры до -170 °С. Добавление новой электроники в измерительную систему детектора для увеличения разрешения пиков α -излучения. Результаты модельных экспериментов на пучках тяжелых ионов ⁴⁰Ar и ⁴⁸Ca с короткоживущими изотопами ртути показали, что модернизация установки позволила значительно сократить медианное время транспорта до 0,2 с и увеличить общую эффективность эксперимента в 4 раза.

Литература

1. Yakushev A. et al. *Front. Chem.*, 2022, 10:976635. doi: 10.3389/fchem.2022.976635
2. The Chemistry of Superheavy Elements, Eds. Schädel M., Shaughnessy D., Springer-Verlag Berlin Heidelberg, 2014.
3. Исаев А.В. и др. *ПРИБОРЫ И ТЕХНИКА ЭКСПЕРИМЕНТА*, 2010, № 6, с. 16–20.
4. Dmitriev S.N. et al. *Mendelev Commun.*, 2014, **24**, 253.
5. Aksenov N.V. et al. *Eur. Phys. J.*, 2017, A 53, 158.

ЭФФЕКТЫ КОСВЕННОГО ДЕЙСТВИЯ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ РАДИАЦИОННОЙ ДЕСТРУКЦИИ Sr-СЕЛЕКТИВНЫХ МАКРОЦИКЛИЧЕСКИХ ЭКСТРАГЕНТОВ

Нестеров С.В.,^а Закурдаева О.А.,^а Фельдман В.И.^б

^а *Институт синтетических полимерных материалов им. Н.С. Ениколопова Российской академии наук, 117393, Москва, ул. Профсоюзная 70,*

^б *Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы 1, стр.3
e-mail: neste@ispm.ru*

Селективное выделение осколков деления, в частности радионуклида ^{90}Sr , из перерабатываемых жидких радиоактивных отходов (РАО) считается одной из ключевых стадий технологии фракционирования. Такая стадия позволяет минимизировать объемы захораниваемых РАО. Из азотнокислых водных растворов ^{90}Sr эффективно экстрагируется растворами дициклогексано-18-краун-6 (ДЦГ18К6) или ди-*трет*-бутилциклогексано-18-краун-6 (ДтБЦГ18К6) [1]. Сохранение функциональных характеристик макроциклических экстрагентов (коэффициента распределения Sr^{2+} , селективности извлечения и т.д.) под действием ионизирующего излучения является одним из важнейших условий их применимости при переработке РАО. Это мотивирует проведение исследований радиационно-химических превращений многокомпонентных макроциклических систем.

Нами предложен новый концептуальный подход к изучению механизма радиолиза и оценке радиационной стойкости Sr-селективных экстрагентов на основе дициклогексано-замещенных краун-эфиров, включающий в себя анализ радиационно-химических, химических и структурных/конформационных факторов, и химии экстракции катионов стронция. Особое внимание в докладе уделено эффектам косвенного действия излучения, которые для целого ряда краун-содержащих систем являются определяющими. В частности, рассмотрены каналы радиационной деструкции, обусловленные взаимодействием макроциклического лиганда с:

- продуктами радиолиза водной фазы;
- радикальными и стабильными продуктами радиолиза растворителя [2];
- азотной кислотой или кислыми стабильными продуктами радиолиза растворителя [3, 4];
- радикальными и стабильными продуктами радиолиза анионного компонента макроциклического комплекса, экстрагируемого в органическую фазу;
- катионом металла, приводящим к структурной реорганизации макроцикла.

Данный подход перспективен для предсказания радиационной стойкости существующих и новых, разрабатываемых стронций-селективных краун-содержащих экстракционных систем.

Литература

1. Нестеров С.В. *Успехи химии*, 2000, **69**, 840.
2. Zakurdaeva O.A., Nesterov S.V., Feldman V. I. *Radiochimica Acta*, 2013, **101**, 51.
3. Shkrob I.A., Marin T.W., Dietz M.L. *J. Phys. Chem. B.*, 2011, **115**, 3903.
4. Nesterov S.V., Zakurdaeva O.A. *Mendeleev Commun.*, 2021, **31**, 119.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования РФ тема FFSM-2024-0001.

ПОЛУЧЕНИЕ КАРБОНИЛОВ ГИДРИДОВ ТЕХНЕЦИЯ

Сахоненкова А.П.^{а,б}, Мирославов А.Е.^{а,б}, Сидоренко Г.В.^а, Тюпина М.Ю.^{а,б}^аАО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»,
194021, Санкт-Петербург, 2-й Муринский проспект, 28^бОзерский технологический институт – филиал НИЯУ МИФИ, 456783, Челябинская
область, Озерск, пр. Победы, 48
e-mail: annash000@gmail.com

Сведения о гидридах карбонилов технеция весьма скудные. В настоящее время известно всего лишь пять соединений этого класса [1-5]. Тем не менее химия карбонилгидридных соединений технеция представляет большой интерес, поскольку эти соединения участвуют в реакциях с миграцией протона, гидрид иона и трансформацией молекулы водорода в координационной сфере металла.

Недавно нашей научной группой был получен трехъядерный карбонилгидридный кластер технеция, $^{99}\text{Tc}_3\text{H}(\text{CO})_{12}$ в результате гидролиза $[\text{C}_2\text{H}_3\text{O}_2\text{C}(\text{CO})_6]^{+}$ в щелочной среде. Структура данного соединения была определена методом рентгеноструктурного анализа [5]. ИК-спектр $^{99}\text{Tc}_3\text{H}(\text{CO})_{12}$ (ν , cm^{-1} , гексан): 2142.8 (оч. сл., $\nu(\text{CO})$), 2096.5 (сл. $\nu(\text{CO})$), 2054.0 (с. $\nu(\text{CO})$); 2034.8 (оч. сл. $\nu(\text{CO})$); 2021.3 (ср. $\nu(\text{CO})$); 1996.2 (ср. $\nu(\text{CO})$); 1980.8 (сл. $\nu(\text{CO})$); 1971.7 (оч. сл. $\nu(\text{CO})$); 1938.3 (сл. $\nu(\text{CO})$); ЯМР (толуол- d_8 , δ , м.д.): ^1H : -15.28; ^{99}Tc : -2413.5; - 2473.8. При нагревании в вакууме $^{99}\text{Tc}_3\text{H}(\text{CO})_{12}$ разлагается с образованием $^{99}\text{Tc}_2(\text{CO})_{10}$ и $\text{H}_3^{99}\text{Tc}_3(\text{CO})_{12}$.

Побочным продуктом реакции гидролиза $[\text{C}_2\text{H}_3\text{O}_2\text{C}(\text{CO})_6]^{+}$ является $^{99}\text{TcH}(\text{CO})_5$. Он был впервые получен в 1962 году группой профессора Хилемана посредством взаимодействия $^{99}\text{Tc}_2(\text{CO})_{10}$ с амальгамой натрия и последующей обработкой фосфорной кислотой [1]. Нами был разработан метод направленного синтеза гидрида пентакарбонила технеция (I), основанный на восстановлении $^{99}\text{TcBr}(\text{CO})_5$ в присутствии цинка и фосфорной кислоты в растворе диглима, основанный на методике, предложенной для синтеза $\text{ReH}(\text{CO})_5$ [6]. С целью увеличения выхода реакции нами был разработан метод синтеза $^{99}\text{TcH}(\text{CO})_5$, обеспечивающий выход продукта 82%, заключающийся в восстановлении $^{99}\text{TcBr}(\text{CO})_5$ боргидридом натрия в протонном растворителе с одновременной экстракцией продукта гексаном и последующей очисткой методом переоконденсации в статическом вакууме. Предложенный метод позволяет также получить ИК-спектр $^{99\text{m}}\text{TcH}(\text{CO})_5$ с выходом до 78% согласно данным ВЭЖХ. $[\text{C}_2\text{H}_3\text{O}_2\text{C}(\text{CO})_6]^{+}$ (ν , cm^{-1} , гексан): 2021.3 (с., $\nu(\text{CO})$), 2016.4 (ср. $\nu(\text{CO})$); ЯМР (толуол- d_8 , δ , м.д.): ^1H : -5.50; ^{99}Tc : -2501; EI масс-спектр продукта расч. для $[\text{M}^{+}]$: m/z 240.1 а.е.м., найден.: 239.9 а.е.м..

Литература

1. Hileman J.C., Huggins D.K., Kaez H.D., *J. Am. Chem. Soc.*, 1961, **83**, 2953.
2. J. Cook, A. Davison, W. M. Davis, A.G. Jones, *Organometallics*, 1995, **14**, 650.
3. R. Alberto, R. Schibli, P. A. Schubiger, U. Abram, R. Hibener, H. Berkec, T. A. Kaden, *Chem. Commun.*, 1996, **11**, 1291.
4. M. Zuhayra, U. Lutzen, A. Lutzen, L. Papp, E. Henze, G. Friedrichs, F. Oberdorfer, *Inorg. Chem.*, 2008, **47**, 10177.
5. A.E. Miroslovov, A.P. Shishkina, G.V. Sidorenko, V.V. Gurzhiy, D.A. Maltsev, E.V. Kurysheva, *Inorg. Chem.*, 2020, **13**, 9239.
6. Beck W., Hieber W., Brau G., *Z. Anorg. Allg. Chem.*, 1961, **308**, 23.

Работа выполнена за счет гранта Российского научного фонда № 22-13-00057-П.

ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИЕ И КВАНТОВОХИМИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕДОКС РЕАКЦИЙ f-ЭЛЕМЕНТОВ В РАСПЛАВАХ

Стулов Ю.В., Антипов С.В., Кузнецов С.А.

*Институт химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева,
Кольский Научный Центр Российской Академии Наук, 184209, Апатиты, Академгородок 26а
e-mail: iu.stulov@ksc.ru*

Интерес к жидкосолевым ядерным реакторам (ЖСР) в России и в мире сильно возрос в последнее время. В нашей стране ЖСР рассматривается как реактор-дожигатель долгоживущих высоко радиотоксичных изотопов, которые остаются после переработки отработавшего ядерного топлива действующих реакторов. Одной из особенностей ЖСР является возможность непрерывно корректировать состав расплавленной солевой системы выводя из нее продукты деления и добавляя новые порции делящихся материалов. Накопление лантаноидов в расплаве нежелательно, поскольку они обладают высоким эффективным сечением захвата нейтронов и один из перспективных способ их извлечения – электролиз расплавленных солей. Поэтому необходимы систематические исследования электрохимических свойств расплавов, содержащих соединения лантаноидов.

Целью данной работы является комплексное теоретико-экспериментальное исследование электрохимического поведения комплексов иттербия с помощью электрохимических и квантовохимических методов. Электрохимические исследования были выполнены в интервале температур 973-1173K методами циклической и линейной вольтамперометрии в расплавах (NaCl-KCl)_{эквимол.}, KCl и CsCl с добавлением YbCl₃. Квантовохимические исследования проведены с помощью пакета программ Firefly методами теории функционала плотности DFT/B3LYP.

Были рассчитаны коэффициенты диффузии и показано, что они монотонно убывают в ряду внешнесферных катионов Na-K-Cs, что связано с увеличением прочности комплексов иттербия, и уменьшением вклада перескокового механизма в процесс диффузии. Стандартные константы скорости переноса заряда (k_s) были рассчитаны по методу Николсона. Показано, что k_s возрастают с увеличением температуры, что связано с увеличением доли частиц, обладающих энергией достаточной для преодоления активационного барьера. Установлен следующий ряд изменения стандартных констант скорости переноса заряда в зависимости от состава второй координационной сферы комплексов: k_s (KCl) < k_s (CsCl) < k_s (NaCl-KCl) и рассчитаны энергии активации процесса переноса электрона. Немонотонный характер изменения k_s в этом ряду может быть связан с различным вкладом механизмов переноса электрона в электрохимическом акте, либо с различным строением переходного состояния при переносе электрона. Для интерпретации данных электрохимического эксперимента целесообразно использовать независимый инструмент – квантовохимические расчеты.

Предложена квантовохимическая модельная система, описывающая комплексный ион иттербия в близи поверхности катода. Выявлены параметры, которыми может быть описано переходное состояние при переносе электрона. Проведено систематическое исследование влияния сжатия, растяжения связей Yb-Cl, сдвига ионов двойного слоя на активационный барьер, энергетические характеристики нижней свободной и верхней занятой молекулярных орбиталей и характер делокализации волновой функции нижней свободной молекулярной орбитали в модельной системе. Такой анализ позволил выделить наиболее вероятные структуры переходного состояния для процесса переноса электрона и визуализировать путь переноса электрона на комплекс иттербия.

НОВЫЕ «2+1_B» ТРИКАРБОНИЛЬНЫЕ КОМПЛЕКСЫ ТЕХНЕЦИЯ-99,99m И РЕНИЯ С ЖИРНЫМИ КИСЛОТАМИ

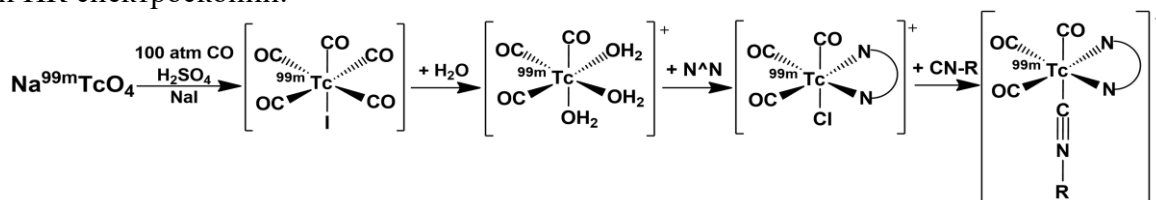
Тюпина М.Ю.^{а,б} Мирославов А.Е.^{а,б}, Сидоренко Г.В.^а, Сахоненкова А.П.^{а,б}

^аАО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», 194021, Санкт-Петербург,
2-й Мурунский проспект, 28

^бОзерский технологический институт – филиал НИЯУ МИФИ, 456783, Челябинская
область, Озерск, пр. Победы, 48
e-mail: mtupina@mail.ru

В настоящее время «рабочей лошадью» ядерной медицины является изотоп технеция-99m. Для введения в биомолекулы низковалентный технеций переводят в удобную для связывания форму - трикарбонильное ядро [1,2]. В настоящее время трикарбонильные комплексы одновалентного технеция и рения активно исследуются для разработки новых радиофармпрепаратов, в частности, препаратов на основе жирных кислот, позволяющих изучать метаболические процессы в миокарде, поскольку сейчас для этой цели используются дорогостоящие йодсодержащие препараты [3].

Основной нашей целью является введение низковалентного технеция-99m в жирные кислоты. Для этого нами используется так называемый «2+1_B» подход применительно к карбонильному ядру технеция-99m. Нами были синтезированы «2+1» трикарбонильные комплексы технеция-99,99m и рения с N,N'-бидентантными лигандами и производные жирных кислот CNCH₂COOEt, CN(CH₂)₁₀COOMe, CN(CH₂)₄C(COOCH₃)S(CH₂)₉CH₃, CN(CH₂)₁₂CCN(CH₂)(COOCH₃). Реперные комплексы с технеция-99 и рением выделены и охарактеризованы методами ИК, ЯМР спектроскопий и элементным анализом. ИК спектр в области валентных колебаний СО-групп имеет типичную трикарбонильную структуру: три полосы в интервале от 2040 до 1940 см⁻¹. Координация CN-группы подтверждается данными ЯМР и ИК спектроскопии.



Установлено, что полученные комплексы устойчивы по отношению к трансхелатированию с гистидином. Чистота полученных комплексов с технеция-99m определялась с помощью ВЭЖ хроматографии. Определено значение липофильности для полученных комплексов. Изучена фармакодинамика у здоровых крыс-самок при внутривенном введении препарата по данным прямой радиометрии. Наиболее перспективные результаты были получены для комплекса [Tc(CO)₃(bipy)CNCH₂COOEt]Cl 0,59±0,031 (%/гр от введенного, М+Б).

Таким образом, нами получены и охарактеризованы новые комплексные соединения технеция и рения, а также изучено их биораспределение в организме лабораторных животных.

Литература

1. Sidorenko G.V., Miroslovov A.E., Tyupina M.Yu. *Coordination Chemistry Reviews*, 2023, **476**, 214911.
2. Alberto R., Braband H., Nadeem Q. *Chimia*, 2020, 953.
3. Miroslovov A.E. et al. *Inorg. Chem*, 2014, **53**, 7861.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФ, проект № 22-13-00057-П.

ПЕНТАКАРБОНИЛТЕХНЕЦИЙ АНИОН: СИНТЕЗ И СПЕКТРОСКОПИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

**Бабитова Е.С.^{а,б}, Бречалов А.А.^{а,б}, Сахоненкова А.П.^{а,в},
Серебрянских Р.А.^а, Мирославов А.Е.^{а,б,в}**

^аАО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина», 194021, Санкт-Петербург,
2-й Муринский проспект, 28

^бИнститут химии СПбГУ, 198504, Санкт-Петербург, Университетский проспект, 26

^вОзерский технологический институт – филиал НИЯУ МИФИ, Озерск.

e-mail: st064214@student.spbu.ru

Начиная с 60-х годов прошлого века и по сегодняшний день $[\text{}^{99}\text{Tc}(\text{CO})_5]^-$ остается наименее исследованным среди пентакарбонил-анионов металлов VII группы [1]. При этом, в отличие от $[\text{Mn}(\text{CO})_5]^-$ и $[\text{Re}(\text{CO})_5]^-$, пентакарбонилтехнеций анион до сих пор не выделен в индивидуальном виде, что затрудняет установление связи «строение-свойства» для данного класса соединений.

Спектроскопический чистый $[\text{}^{99}\text{Tc}(\text{CO})_5]^-$ был получен восстановлением ${}^{99}\text{Tc}_2(\text{CO})_{10}$ избытком анион-радикала антрацена в тетрагидрофуране (ТГФ), ИК спектр согласуется с литературой: ИК $\text{Na}[\text{}^{99}\text{Tc}(\text{CO})_5]$ ($\nu(\text{CO})$, см^{-1} , ТГФ): 1910, 1862 [1] (рисунок 1а). С помощью ИК спектроскопии показано, что в присутствии избытка Na^+ в растворе $\text{Na}[\text{}^{99}\text{Tc}(\text{CO})_5]$ в ТГФ происходит образование ионных пар – координация Na^+ к кислороду карбонильной группы $[\text{}^{99}\text{Tc}(\text{CO})_5]^-$. Об этом свидетельствует исчезновение плеча на 1827 см^{-1} , ранее отнесенного к колебаниям ^{13}CO , после добавления 2.2.2-криптана к раствору $\text{Na}[\text{}^{99}\text{Tc}(\text{CO})_5]$ в ТГФ с избытком Na^+ . Подобное поведение в растворе ТГФ наблюдается и для $\text{Na}[\text{Mn}(\text{CO})_5]$ [2]. При восстановлении ${}^{99}\text{Tc}_2(\text{CO})_{10}$ натрий-калиевым сплавом в ТГФ на ИК спектре реакционной смеси наблюдались полосы поглощения $[\text{}^{99}\text{Tc}(\text{CO})_5]^-$ на равне с другими карбонильными соединениями. На ${}^{99}\text{Tc}$ -ЯМР спектре фильтрата в ТГФ/ C_6D_6 присутствуют три сигнала на -2223,6, -2477,6 и -2609,8 м.д., последний из которых, вероятно, принадлежит $[\text{}^{99}\text{Tc}(\text{CO})_5]^-$. В результате кристаллизации реакционной смеси удалось выделить ранее неизвестный $\text{K}_2(\text{THF})_4[\text{}^{99}\text{Tc}_3\text{H}(\text{CO})_{12}]$ (рисунок 1б). В полученной структуре наблюдается координация иона калия к кислороду карбонильной группы, что косвенно подтверждает образование ионных пар в растворе $[\text{}^{99}\text{Tc}(\text{CO})_5]^-$ при избытке Na^+ .

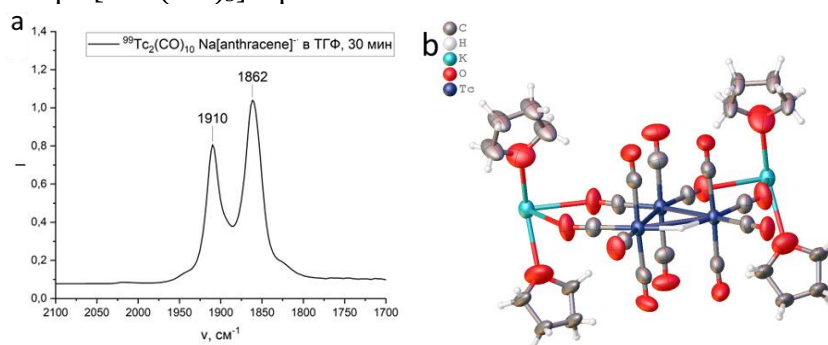


Рисунок 1. а ИК спектр реакционной смеси при восстановлении ${}^{99}\text{Tc}_2(\text{CO})_{10}$ избытком $\text{Na}[\text{anthracene}]^-$ в ТГФ; **б** Структура $\text{K}_2(\text{THF})_4[\text{Tc}_3\text{H}(\text{CO})_{12}]$, полученная методом РСА.

Литература

1. Hileman, J. C., Huggins, D. K., Kaesz, H. D. *Journal of Inorganic Chemistry*, 1962, **1**, 933-938.
2. Pribula, C. D.; Brown, T. L. *Journal of Organometallic Chemistry* 1974, **71** (3), 415-425.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда № 22-13-00057-П.

ПОЛУЧЕНИЕ И ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ $[(\text{Tc}(\text{bpy})(\text{CO})_3)_2(\mu\text{-H})]\text{ClO}_4$ Бречалов А.А.,^{а,б} Бабитова Е.С.,^{а,б} Сахоненкова А.П.,^{а,в} Мирославов А.Е.^{а,б,в}^аАО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина»,
194021, Россия, Санкт-Петербург, 2-ой Муринский пр., д. 28,^бСанкт-Петербургский государственный университет,
199034, Санкт-Петербург, Университетская наб., д. 7–9^вОзерский технологический институт – филиал НИЯУ МИФИ,
456783, Челябинская область, Озерск, пр. Победы, 48
e-mail: brechalovalexandr@gmail.com

В настоящее время активно исследуются потенциальные катализаторы электро- и фотовосстановления углекислого газа. Среди подходящих соединений выделяются карбонильные соединения марганца и рения с дииминовыми лигандами [1]. В качестве интермедиатов при восстановлении часто образуются карбонилгидридные соединения, и именно их свойства определяют селективность и эффективность всего процесса [2]. Если соединения марганца и рения с гидридным лигандом охарактеризованы в достаточной степени, то данных о технециевых аналогах отсутствуют, что затрудняет полноценное построение зависимости «строение-свойство».

В данной работе было получено новое биядерное соединение технеция, содержащее мостиковый гидридный лиганд - $[(\text{Tc}(\text{bpy})(\text{CO})_3)_2(\mu\text{-H})]\text{ClO}_4$.

Полученный комплекс был охарактеризован методами ИК- и ЯМР- спектроскопии, рентгеноструктурного анализа. ИК ($\nu_{\text{C=O}}$, cm^{-1} , CH_2Cl_2): 2041 (m), 2024 (m), 1916 (s). ^1H ЯМР (CDCl_3): δ = 8.44 (m, 2H, bpy), 8.21 (m, 4H, bpy), 7.4 (m, 2H, bpy), -11.35 (s, 1H, Tc-H-Tc) ppm; ^{99}Tc ЯМР (CDCl_3): δ = -1235 (s) ppm.

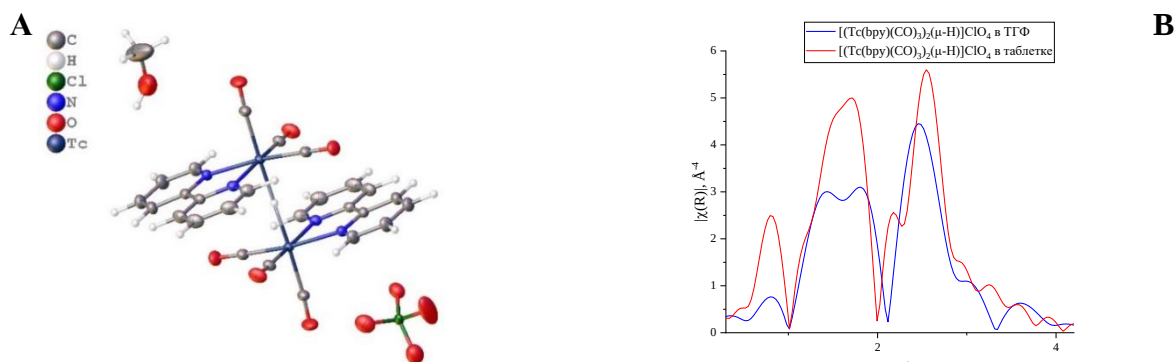


Рисунок 1. А данные РСА $[(\text{Tc}(\text{bpy})(\text{CO})_3)_2(\mu\text{-H})]\text{ClO}_4 \cdot \text{MeOH}$; В Фурье-преобразования EXAFS-спектров $[(\text{Tc}(\text{bpy})(\text{CO})_3)_2(\mu\text{-H})]\text{ClO}_4$ в растворе и в твёрдом виде.

Методом спектроскопии рентгеновского поглощения установлено, что полученное соединение претерпевает конформационные изменения при переходе из твёрдого состояния в раствор - наблюдается уменьшение расстояния Tc-Tc, соответствующее отклонению угла Tc-H-Tc от 180° .

Литература

1. Kinzel N. W., Werlé C., Leitner W. *Angewandte Chemie International Edition*, 2021, **60**, 21, 11628.
2. Dey S., Masero F., Brack E., Fontecave M., Mougél V. *Nature*, 2022, **607**, 7919, 499.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда № 22-13-00057-П.

ИЗУЧЕНИЕ РАСТВОРИМОСТИ НИТРАТОВ РАДИЯ, БАРИЯ И СВИНЦА В СМЕСИ $\text{CH}_3\text{COOH}-\text{HNO}_3-\text{H}_2\text{O}$

Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л., Голованов В.А., Богатов С.В.

АО "Государственный научный центр- Научно-исследовательский институт атомных реакторов", 433510, Ульяновская область, Димитровград, Западное шоссе, 9,
e-mail: orip@niiar.ru

Нитраты радия, бария и свинца хорошо растворимы в воде и разбавленных растворах азотной кислоты, при увеличении концентрации HNO_3 их растворимость значительно уменьшается¹⁻³. Это позволяет проводить отделение радия от широкого ряда примесей осаждением нитратов. Осаждение можно проводить не только из концентрированной HNO_3 , но и из водно-органических растворителей, например, смеси спиртов с водой. Известно, что растворимость нитрата бария в смесях $\text{CH}_3\text{COOH}-\text{H}_2\text{O}$ снижается с увеличением содержания уксусной кислоты⁴. Литературные данные относительно растворимости нитратов бария в смесях, содержащих одновременно уксусную и азотную кислоту отсутствуют.

В работе определена растворимость нитратов радия, бария и свинца в смесях с содержанием уксусной кислоты от 0 до 100 масс. % и азотной кислоты с концентрацией от 0 до 16 моль/л. Установлено, что при постоянной массовой доле CH_3COOH растворимости нитратов радия, бария и свинца снижаются при увеличении концентрации HNO_3 в растворе. При увеличении массовой доли уксусной кислоты графики растворимости проходят через минимум, находящийся в диапазоне от 96 до 99 масс. % CH_3COOH .

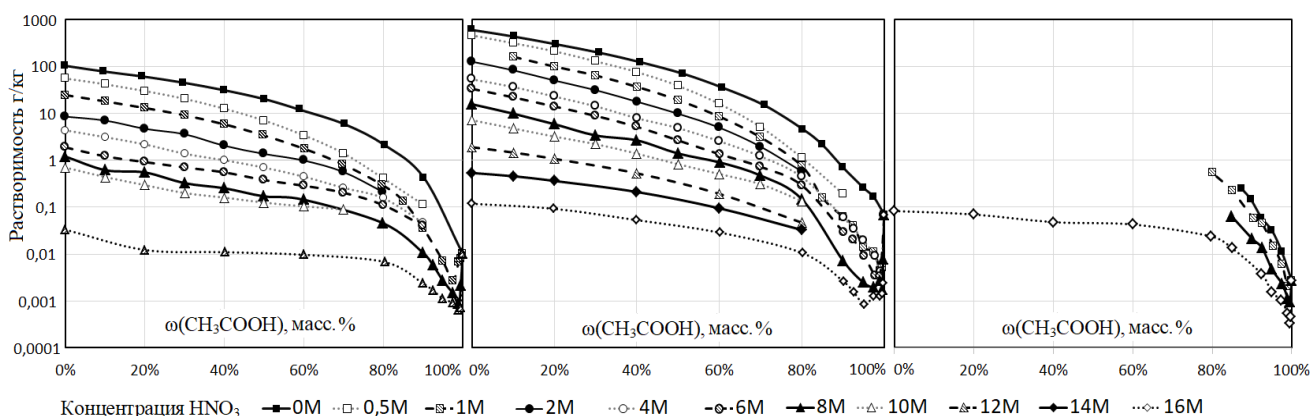


Рисунок 1. Растворимости нитратов радия, бария и свинца.

Литература

1. Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л., Кузнецов Р.А. и др. Радиохимия, 2019, **61**, 13.
2. Ferris L.M. Journal of chemical and engineering data, 1960, **5**, 242.
3. Мишина Н.Е., Ахматов А.А., Зильберман Б.Я., и др. Радиохимия, 2010, **52**, 422.
4. Hubicki W., Piskorek M. Annales Universitatis Mariae Curie-Skłodowska. 1976/1977 Section AA. XXXI/XXXII, 8.

РАДИАЦИОННАЯ И ТЕРМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ СВОБОДНОЙ, ПРОТОНИРОВАННОЙ И «КОМПЛЕКСНОЙ» ФОРМЫ МАКРОЦИКЛИЧЕСКОГО ЛИГАНДА СТРОНЦИЙ-СЕЛЕКТИВНЫХ ЭКСТРАГЕНТОВ

Закурдаева О.А.^а, Нестеров С.В.^а, Кучкина И.О.^а, Фельдман В.И.^б

^а *Институт синтетических полимерных материалов им. Н.С. Ениколопова Российской академии наук, 117393, Москва, ул. Профсоюзная 70,*

^б *Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы 1, стр.3
e-mail: zakurdaeva@ispm.ru*

При экстракционной переработке радиоактивных отходов составы фаз существенно изменяются за счет взаимного насыщения и образования комплексных соединений различного строения. Принципиальную роль при радиоллизе таких многокомпонентных систем играют процессы переноса поглощенной энергии ионизирующего излучения между компонентами, усиливая или уменьшая их радиолитические превращения, изменяя состав как радикальных, так и конечных продуктов радиолиза, по сравнению с радиолизом отдельных компонентов. Без учета процессов переноса энергии прогнозирование или моделирование радиационной устойчивости и функционала экстракционной системы может приводить к результатам, сильно отличающимся от получаемых в реальных условиях. Еще одним ключевым фактором, влияющим на качественный и количественный состав фаз в системе, является повышение температуры за счет тепловыделения радиоактивных элементов. Таким образом, в радиохимии и химии макроциклических соединений исследование радиационной и термической устойчивости компонентов экстракционных систем, содержащих макроциклический лиганд, и оценка вклада процессов переноса поглощенной энергии, актуальны не только с практической, но и с фундаментальной точки зрения [1, 2].

В докладе рассмотрены закономерности радиолиза и термической устойчивости стронций-селективного макроциклического лиганда, дициклогексано-18-краун-6 (ДЦГ18К6), и его комплексов с солями H_3O^+ и Sr^{2+} , образование которых характерно как при экстракционном, так и при адсорбционном извлечении ^{90}Sr из азотнокислых растворов.

Показано, что в отличие от «свободного» макроцикла, при радиоллизе комплексов с H_3O^+ и Sr^{2+} процессы переноса энергии и косвенного действия излучения приводят к увеличению доли радикальных продуктов радиолиза с сохранением макроциклической структуры лиганда. Однако, искажение структуры полиэфирного кольца при взаимодействии с катионом способствует накоплению радикальных продуктов, образующихся в результате разрыва макроцикла. В случае «свободного» ДЦГ18К6 и его комплекса с H_3O^+ механизм разрыва макроцикла одинаков и происходит на ранних стадиях радиолиза. Для комплекса с Sr^{2+} характерно наличие двух каналов разрыва макроцикла.

Литература

1. Nesterov S.V., Zakurdaeva O.A., Sokolova N.A., Rychkov P.V., Feldman V.I. *Radiation Physics and Chemistry*, 2022, **196**, 110135.
2. Zakurdaeva O.A., Kuchkina I.O., Kurkin T.S., Nesterov S.V. *Journal of Thermal Analysis and Calorimetry*, 2023, **148**, 11641.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования РФ тема FFSM-2024-0001 с использованием оборудования Центра коллективного пользования «Центр исследования полимеров ИСПМ РАН».

СОСТОЯНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ РУТЕНИЯ В БОРСОДЕРЖАЩИХ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ СРЕДАХ АЭС

Коренькова О.Б., Радкевич А.В., Торопова В.В., Дашук Е.М.

Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, 220109, Минск, а/я 119,
e-mail: korenkova_olya@mail.ru

Борная кислота и гидроксоформы железа (III) являются неотъемлемыми компонентами жидких радиоактивных сред АЭС (теплоноситель первого контура, трапные воды, вода бассейна выдержки ОЯТ). Для совершенствования методов очистки ЖРС необходима информация о состоянии различных радионуклидов в водных растворах схожего состава [1]. Данная работа посвящена определению состояния радионуклидов рутения в растворах, содержащих гидроксоформы железа(III) в концентрации 1 мг/дм³ и борной кислоты в концентрации 5–16 г/дм³.

В ходе работы определено, что присутствие гидроксоформ Fe(III) и борной кислоты приводит к изменению областей существования ионных и неионных форм рутения в исследуемых растворах. Кроме того, показано образование комплексов рутения с полиборатными ионами в нейтральной и слабощелочной области pH, количество которых в растворе зависит от концентрации борной кислоты [2, 3].

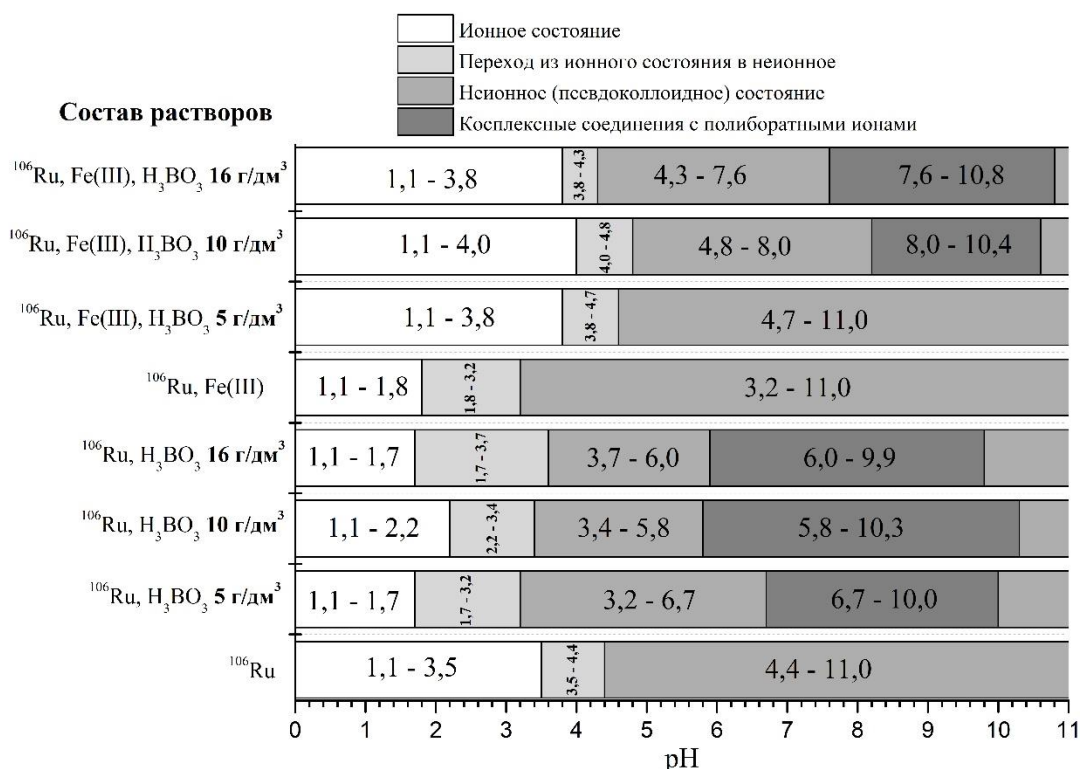


Рисунок 1. Состояние радионуклида ¹⁰⁶Ru в водных растворах, содержащих гидроксоформы железа(III) в концентрации 1 мг/дм³ и борную кислоту в концентрации 5–16 г/дм³

Литература

1. Давыдов Ю.П. Основы радиохимии. – Минск: Вышэйшая школа, 2014. – 319 с
2. Karankova V., Radkevich A., Varonik N. *Journal of nuclear and radioanalytical chemistry*, 2023, **332**, 4561.
3. Karankova V., Radkevich A., Torapava V., Dashouk A. *Radiochemistry*, 2024, **66**, 416.

КАРБОНИЛ-β-ДИКЕТОНАТНЫЕ КОМПЛЕКСЫ ТЕХНЕЦИЯ(I) С РАЗЛИЧНЫМИ σ-ДОНОРНЫМИ И π-АКЦЕПТОРНЫМИ МОНОДЕНТАТНЫМИ ЛИГАНДАМИ

**Кочергина А.Р.^{а,б,в}, Мирославов А.Е.^{а,б,в}, Сидоренко Г.В.^б, Гуржий В.В.^а,
Сахоненкова А.П.^{б,в}, Тюпина М.Ю.^{б,в}, Корсакова Н.А.^б**

^аСанкт-Петербургский государственный университет,
199034, г. Санкт-Петербург, Университетская наб., д. 7-9

^бАО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»,
194021, г. Санкт-Петербург, 2-ой Мурунский пр., д.28

^вОзерский технологический институт – филиал НИЯУ МИФИ
456783, Челябинская обл., г. Озерск, пр. Победы, д. 48
e-mail: khokhlovaar@gmail.com

Благодаря интенсивному развитию физических методов исследования (КТ и МРТ) актуальность создания новых диагностических радиофармпрепаратов на основе технеция-99м постепенно снижается. Вместе с тем радионуклидная терапия, не имея выраженной альтернативы, наоборот активно развивается. Наиболее перспективным вариантом использования терапевтических РФП является тераностика, позволяющая одновременно визуализировать и лечить выявленные патологии. Мы предлагаем в качестве тераностической пары использование нестандартной комбинации на основе ядерного изомера технеция-99м и нерадиоактивным рением. Особый интерес для этих целей представляют комплексы низковалентного технеция, способные стабилизироваться π-акцепторными лигандами. β-Дикетонатные комплексы низковалентного технеция для этих целей изучены недостаточно, в отличие от рения. Для их получения в качестве прекурсора используется $[Tc(CO)_3(H_2O)_3]^+$, содержащий три лабильные группы, которые могут быть вытеснены комбинацией из моно- и бидентатных лигандов, так называемый смешанный лигандный подход "2+1".

Среди β-дикетонатов выбраны: ацетилацетонат-ион (acac), бензоилтрифторацетонат-ион (btfa), гексафторацетилацетонат-ион (hfa), донорные свойства которых уменьшаются в ряду от acac к hfa. В качестве монодентатных лигандов были выбраны имидазол (Imd), пиридин (Py) и трифенилфосфин (PPh₃), который проявляют разные π-акцепторные свойства.

Установлено, что в случае использования лигандов с σ-донорными (Imd) и слабовыраженными π-акцепторными свойствами (Py) наблюдали образование трикарбонил-β-дикетонатный комплексов технеция (I). Однако при использовании монодентатного лиганда с π-акцепторными свойствами (PPh₃) образование конечного продукта строго зависит от условий реакции. Таким образом, реакция $[^{99}Tc(dik)(CO)_4]$ с π-акцепторным PPh₃ является двухстадийным процессом: в начале образуется монофосфиновый комплекс технеция(I), который затем превращается в $[^{99}Tc(dik)(CO)_2(PPh_3)_2]$, скорость образования которого зависит от донорных свойств дикетонов.

Лиганд с ярко выраженной π-акцепторной способностью (PPh₃), ослабляет транс-Tc–C-связь и “открывает дверь” для включения другого лиганда (PPh₃ и пиридин) с образованием соответствующих комплексов “2+1+1”. Данный путь позволяет синтезировать новый класс карбонил-β-дикетонатных комплексов технеция(I) и расширяет возможности настройки их биологических свойств.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФ, проект 22-13-00057-П.

ИЗУЧЕНИЕ СТРУКТУРЫ И МОРФОЛОГИИ РЕНТГЕНОАМОРФНОГО ДИОКСИДА ТОРИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ EXAFS И SAXS

**Крамар Б.В.,^а Плахова Т.В.,^а Цымбаренко Д.М.,^а Петерс Г.С.,^б Тригуб А.Л.,^{а,б}
Романчук А.Ю.,^а Калмыков С.Н.^а**

^аМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Ленинские Горы 1/3, Москва, 119991

^бНациональный исследовательский центр «Курчатовский институт»,
пл. Академика Курчатова, 1, Москва, 123098
e-mail: kramarbv@my.msu.ru

Элемент торий (Th) интересен как с точки зрения применения в ядерном топливном цикле, так и в составе катализаторов; тетравалентная форма этого металла является эффективной кислотой Льюиса и характеризуется высокой редокс-стабильностью. Особое внимание уделяется наноразмерной форме диоксида тория (ThO_2), так же именуемой *рентгеноаморфной (р/ам)* [1]. ThO_2 (р/ам) легко осаждается в широком диапазоне pH. Известно, что локальный структурный порядок, размер частицы и степень агломерации ThO_2 (р/ам) зависят от условий осаждения; так, морфологический состав высушенных образцов характеризуется наличием как наночастиц ThO_2 , так и нанокластеров [2]; однако взаимосвязь между условиями осаждения (pH, концентрацией тория, осадителем, температурой сушения), локальной структурой и морфологическим составом этого материала требует уточнения.

В данной работе ThO_2 (р/ам), полученный осаждением при разных условиях, исследуется методами малоуглового рентгеновского рассеяния (SAXS), тонкой структуры рентгеновской спектроскопии поглощения (EXAFS) и функции распределения пар (PDF). Комбинация этих методов позволяет установить наиболее вероятные морфологические формы и их приблизительное соотношение в низкокristаллических образцах. При помощи SAXS демонстрируется, что осаждаемый в концентрированных щелочных растворах диоксид тория имеет разветвлённую, фрактальную структуру агломератов с большим количеством полостей. Это подтверждается, в том числе, и данными PDF, и сходится с выводами других научных групп [3, 4]. При осаждении в растворах аммиака средний размер частицы меньше, чем в растворах гидроксида натрия. Сушение образцов при 40 градусах Цельсия позволяет сохранить разветвлённую структуру агломератов; при повышении температуры сушения до 150 градусов Цельсия полости закрываются, а морфологический состав описывается простой смесью наночастиц и гексамерных кластеров типа $[\text{Th}_6\text{O}_4(\text{OH}_4)]^{12+}$. Анализ EXAFS при помощи вычислительного метода обратного Монте-Карло позволяет подтвердить соответствие спектральных данных соответствующим структурным моделям. Для всех образцов так же приводятся оценки соотношения удельной поверхности к удельному объёму.

Литература

1. Plakhova, T.V., Romanchuk, A.Yu., Seregina, I.F., Svetogorov, R.D., Kozlov, D.A., Teterin, Y.A.Jr., Kuzenkova, A.S., Egorov, A.V., Kalmykov, S.N. *J. Phys. Chem. C*, 2023, **127**, 187–195.
2. Amidani, L., Vaughan, G.B.M., Plakhova, T.V., Romanchuk, A.Yu., Gerber, E., Svetogorov, R., Weiss, S., Joly, Y., Kalmykov, S.N., Kvashnina, K.O. *Chem. Eur. J.*, 2021, **27**, 252–263.
3. Zhai, B., Tian, Q., Li, N., Yan, M., Henderson, M.J. *J Synchrotron Rad*, 2022, **29**, 281–287.
4. Rothe, J., Denecke, M.A., Neck, V., Müller, R., Kim, J.I. *Inorg. Chem.*, 2002, **41**, 249–258.

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

РАСТВОРЕНИЕ ДВОЙНЫХ ФОСФАТОВ Na-Ce(IV) И СОПУТСТВУЮЩИЕ 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**

^аМосковский государственный университет имени М. В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы 1,

^бНИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1

^вИФХЭ 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 NaClO₄ в широком диапазоне значений pH. Для синтеза фосфатов церия наночастицы CeO₂ 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 М NaClO₄ 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 L₃ края Ce (XANES).

В ходе растворения Na₂Ce(PO₄)₂ [2] и нанокристаллического NaCe₂(PO₄)₃ [3] наблюдается зависимость концентрации церия в растворе от значения pH [4]. Концентрация церия в растворе при pH~2 – 6 в случае растворения Na₂Ce(PO₄)₂ уменьшается с 2·10⁻⁴ до 2·10⁻⁸М, а NaCe₂(PO₄)₃ - с 10⁻⁴ до 2·10⁻⁶М. При pH=2-6 содержание церия в растворах фосфатов значительно ниже исходных наночастиц CeO₂, что указывает на высокую термодинамическую стабильность полученных фаз в данном диапазоне pH. Растворение Na₂Ce(PO₄)₂ при pH>7 через 9 месяцев приводит к образованию наночастиц CeO₂ и укрупнению исходной фазы двойного фосфата Ce(IV). В то же время структура и морфология фазы NaCe₂(PO₄)₃ остаются неизменными после растворения при pH~2 – 10 в течение 9 месяцев, несмотря на ее наноразмерную природу.

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.

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

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**

^аМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, кафедра радиохимии, 119991, Москва, ГСП-1, Ленинские горы, д.1, стр. 3

^бНИЦ «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: $\text{Ce}_2(\text{CO}_3)_3 \cdot 8\text{H}_2\text{O}$, 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 $\text{Ce}^{3+}:\text{CO}_3^{2-}$, 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 $\text{Ce}_2(\text{CO}_3)_3 \cdot 8\text{H}_2\text{O}$, но при увеличении pH до 9 и 11 образуется смесь $\text{Ce}_2(\text{CO}_3)_3 \cdot 8\text{H}_2\text{O}$ и неизвестной фазы (фаза X), содержащей Ce(IV) , что было определено посредством XANES.

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

Также обнаружено, что увеличение температуры и времени сушки $\text{Ce}_2(\text{CO}_3)_3 \cdot 8\text{H}_2\text{O}$, 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 $\lg K_{\text{sp}}(\text{CeOHCO}_3) = -7,5$.

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

**МЕЧЕННАЯ ТРИТИЕМ ЩЕЛОЧНАЯ ФОСФАТАЗА ПРИ ИССЛЕДОВАНИИ
ВЛИЯНИЯ УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ОБРАБОТКИ ФЕРМЕНТА НА ОБРАЗОВАНИЕ
ФОСФАТА КАЛЬЦИЯ**

Михайлов Г.С., Михеев И.В., Чернышева М.Г., Бадун Г.А., Николаев А.Л.

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы, 1
e-mail: georgii.mikhailov@chemistry.msu.ru*

Щелочная фосфатаза (ЩФ) – это фермент из класса гидролаз, катализирующий отщепление фосфатной группы от органических молекул. ЩФ широко распространена в живых организмах: от бактерий до человека и играет ключевую роль в синтезе и минерализации фосфатов кальция. В данной работе с помощью меченной тритием ЩФ исследовали ее связывание с фосфатом кальция при ферментативном синтезе, а также влияние гуминовых кислот (активатор ЩФ) и ультразвуковой обработки (подавление активности ЩФ) на протекание процесса.

В работе использовали ЩФ *E.coli* (SibEnzyme, Россия), тритиевую метку в которую вводили с помощью метода термической активации трития. Для очистки фермента использовали диализ и экстракцию. Радиоактивный препарат смешивали с немеченым для получения раствора с концентрацией 0.03 г/л и удельной активностью 1.55 ГБк/г. Полученный раствор использовали при синтезе фосфата кальция из глицерофосфата кальция согласно методике, приведенной в работе [1]. Раствор [³H]ЩФ дополнительно подвергали ультразвуковой обработке до потери ферментативной активности до 2 % от исходного значения и вводили в синтез фосфата кальция.

Показано, что ультразвуковая обработка влияет на скорость образования фосфата кальция, при этом мало влияет его на количество, образующееся за 7 суток, но сказывается на качественном составе и размере образующихся частиц. Измерение радиоактивности раствора над осадком показало, что не зависимо от дополнительной обработки сорбция фермента на поверхности осадка и его включение в матрицу в процессе синтеза не превышают 10%. Полученные результаты и особенности влияния ультразвуковой обработки, а также присутствия активатора ЩФ – гуминовых кислот будут обсуждаться в докладе.

Литература

1. Chernysheva M.G., Mikhailov G.S., Ratova D.M.–V., Mikheev I.V., Badun G.A., Nikolaev A.L. *Enzyme and Microbial Technology*, 2025, **184**, 110586

Работа выполнена в рамках госзадания 122012600116-4 (в части синтеза фосфатов кальция), госзадания АААА-А21-121011590089-1 (в части проведения ИК-спектроскопии и ИСП-АЭС), СЭМ–ЭДС проведено в ЦКП «Электронная микроскопия в науках о жизни» МГУ имени М.В. Ломоносова (УНУ «Трехмерная электронная микроскопия и спектроскопия»).

ИССЛЕДОВАНИЕ КИНЕТИКИ ВОССТАНОВЛЕНИЯ Np(V) И Np(IV)
РОНГАЛИТОМ В СРЕДЕ HClO_4

Назаренко К.М.^а, Гербер Е.А.^б, Федосеев А.М.^б

^а*Химический факультет МГУ им. М.В. Ломоносова,
119991, г. Москва, Ленинские горы, д. 1, с. 3*

^б*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН,
119071, г. Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4
e-mail: kseniia.nazarenko@chemistry.msu.ru*

Ронгалит, также известный как гидроксиметансульфинат натрия ($\text{HOCH}_2\text{SO}_2\text{Na}$), является перспективным восстановительным агентом для стабилизации низших степеней окисления актиноидов, в том числе Np(III) [1, 2]. Для его использования в лабораторной практике при получении растворов Np в определённых валентных формах, а также для установления возможности его внедрения в технологические схемы переработки отработавшего ядерного топлива необходимо детальное изучение кинетических параметров процессов, происходящих в растворах, содержащих ионы Np , в присутствии этого реагента.

В настоящей работе методом спектрофотометрии в видимой и ИК областях изучена кинетика восстановления Np(V) и Np(IV) ронгалитом в хлорнокислой среде. С этой целью через регулярные промежутки времени измеряли оптическую плотность реакционной смеси на длинах волн 553, 724 и 981 нм, являющихся характеристическими полосами поглощения Np(III) , Np(IV) и Np(V) соответственно. По изменению интенсивности этих пиков контролировали расход окисленной и накопление восстановленной форм для дальнейшей оценки количественного протекания реакции восстановления. Исследования проводились при термостатировании в инертной атмосфере азота во избежание окисления Np(III) кислородом воздуха[3].

Установлено, что Np(V) количественно переходит в Np(IV) и стабилизируется в нём, а при избытке ронгалита – также количественно восстанавливается далее до Np(III) , который стабилен только в инертных условиях.

Определена стехиометрия реакций: в обоих случаях соотношение реагентов составляет 1:1. Показано, что обе реакции имеют первый порядок по нептунью, рассчитаны эффективные константы скорости при 25°C. Изучена температурная зависимость эффективных констант скорости обеих реакций в интервале температур 15-35°C и рассчитаны значения опытных энергий активации.

Литература

1. Banik N.L., Brendebach B., Marquardt C.M. *The Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 2014, **300**, 177–183.
2. Гельман А.Д., Мефодьева М.П. *Атомная энергия*, 1958, **4** (3), 271–274.
3. Несмеянов А.Н. *Радиохимия*. – 2-е изд., перераб. – М.: Химия, 1978. – 560 с.

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

**Новичков Д.А.,^a Полякова Т.Р.,^a Аверин А.А.,^b Федосеев А.М.,^b
Матвеев П.И.,^a Калмыков С.Н.^a**

^a Химический факультет Московского государственного университета имени М.В. Ломоносова, 119991 Москва, Россия,

^b 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.

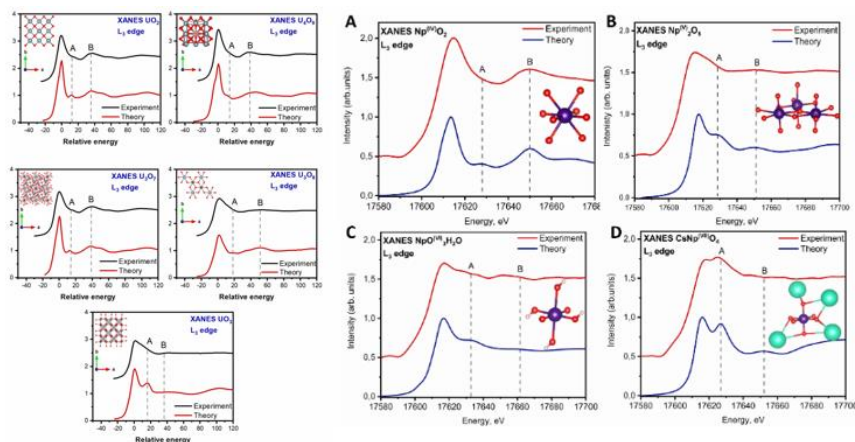


Рисунок 1. Сравнение экспериментальных данных с теоретическими U и Np

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.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДИАПАЗОНОВ ПАРАМЕТРОВ ЦИКЛИЧЕСКОЙ ВОЛЬТАМПЕРОМЕТРИИ КАК МЕТОДА ПЕРЕКАЛИБРОВКИ ЭЛЕКТРОДОВ СРАВНЕНИЯ В ПИРОХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССАХ

Осипенко А.А.

*ИХТРЭМС КНЦ РАН, 184209, Мурманская обл., г. Апатиты, Академгородок 26а
e-mail: vida1995@yandex.ru*

Электроды сравнения используются в технологиях радиоактивных элементов, таких как фракционирование ядерных отходов [1], электрорафинирование [2] и экстракция жидкими металлами [3]. Во время проведения длительных измерений в промышленном аппарате возникает необходимость перекалибровки электрода сравнения, потенциал которого меняется либо за счет изменения структуры мембраны чехла и её сопротивления, либо из-за массопереноса через диафрагму и изменения содержания компонентов в электроде сравнения.

В качестве метода для перекалибровки использована циклическая вольтамперометрия с учетом компенсации омического сопротивления электролита. За потенциал Cl^-/Cl_2 взята точка при пересечении кривой вольтамперограммы с линией нулевого тока после достижения верхней границы сканирования.

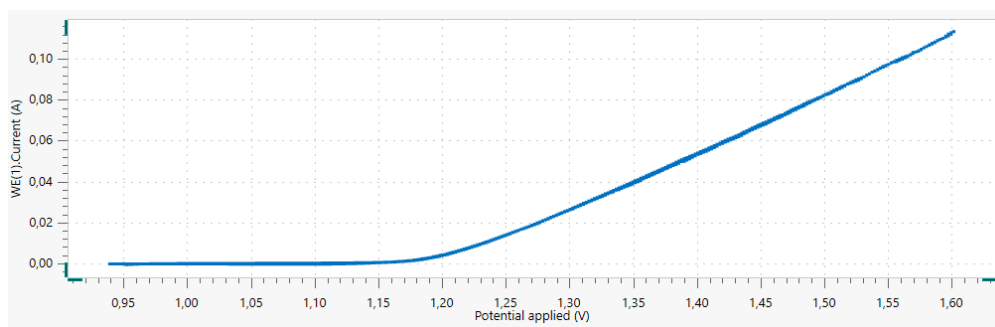


Рисунок 1. Циклическая вольтамперограмма расплава LiCl-KCl. Скорость сканирования 0,1 В/с. Температура 450 °С. Рабочий электрод – стеклоуглерод с площадью поверхности 1,48 см². Электрод сравнения – хлоридсеребряный в чехле из стекла Пирекс, содержание хлорида серебра 1 мол. %.

Определены оптимальные диапазоны параметров метода циклической вольтамперометрии для получения воспроизводимых значений потенциала Cl^-/Cl_2 . При увеличении площади поверхности рабочего электрода необходимо сдвигать в сторону большей величины верхнюю границу сканирования, что связано с достижением достаточного количества выделяющегося хлора для насыщения приэлектродного слоя. Потенциал хлора постоянен при скоростях сканирования в диапазоне 0,008-0,2 В/с.

Литература

1. Murakami T., Sakamura Y., Uozumi K., Ilzuka M. // *Electrochemistry*. 2024. V. 92(4). P. 043013.
2. Hur J., Jeon Y., Jeong G. Y., Sohn S., Choi S., Park J. // *Int. J. Energy Res.* 2021. V. 46(1). P. 6164–6176.
3. Tan H.-Y., Ji D.-B., Li G.-H., Liang R.-L., Wu H.-J. // *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 2025. V. 7.

ЭФФЕКТИВНЫЕ ЗАРЯДЫ АКТИНОИДОВ В ИХ ДИОКСИДАХ

Тетерин Ю.А.^{а,б}, Путьков А.Е.^а, Рыжков М.В.^в, Тетерин А.Ю.^а, Иванов К.Е.^а,
Калмыков С.Н.^б, Петров В.Г.^б

^аНациональный исследовательский центр «Курчатовский институт», Россия,
123182 Москва, пл. Академика Курчатова, 1

^бМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова, Россия,
119991 Москва, Ленинские горы, 1,

^вИнститут химии твердого тела УрО РАН, Россия,
620990 Екатеринбург, ул. Первомайская, 91
e-mail: vladimir.g.petrov@gmail.com

Релятивистским методом дискретного варьирования (РДВ) рассчитан состав молекулярных орбиталей (МО) для AnO_2 ($An = Th - Lr$). На основе состава МО определены валентные электронные конфигурации и заряды (в приближении по Малликену) ионов An в AnO_2 ($An = Th - Lr$).

Анализ результатов показал, что эффективные заряды ионов An в AnO_2 ($An = Th - Lr$) оказываются меньше +4, принимаемого в ионном приближении (рис. 1). Это согласуется с данными для других соединений актиноидов [1,2] и объясняет наблюдаемые химические сдвиги An 4f-электронов в спектрах РФЭС AnO_2 по сравнению с металлами. Например, при переходе от металлического Np к NpO_2 для Np 4f_{7/2}-электронов наблюдается сдвиг равный $\Delta E_b = 2.6$ эВ [3]. Если бы эффективный заряд Np был равен +4 е, то это приводило бы к сдвигу в десятки эВ. Так, возникновение вакансии на квазиостовном уровне в CeO_2 приводит к сдвигу линий, например, Ce 3d-электронов на ~16.0 эВ [4].

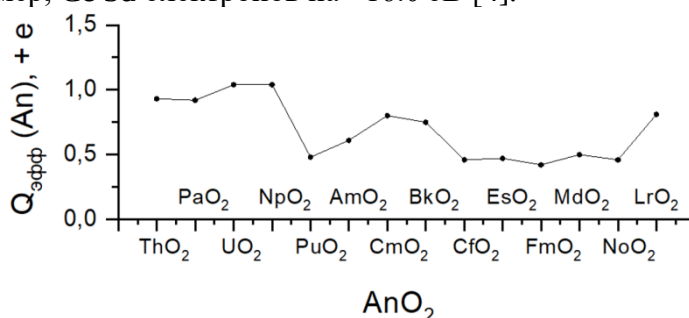


Рисунок 1. Эффективные заряды ионов An в AnO_2 ($An = Th - Lr$).

Таким образом, результаты теоретических и экспериментальных исследований указывают на существенный вклад ковалентной составляющей в химическую связь в AnO_2 ($An = Th - Lr$).

Литература

1. Kelly P.J., Brooks M.S.S., Allen R. *Journal de Physique Colloques*, 1979, **40**, C4-184.
2. Gubanov V.A., Rosén A., Ellis D.E. *Journal of Physics and Chemistry of Solids*, 1979, **40**, 17.
3. Teterin Yu.A., Teterin A.Yu., Ivanov K.E., Ryzhkov M.V., Maslakov K.I., Kalmykov S.N., Petrov V.G., Enina D.A. *Physical Review B*, 2014, **89**, 035102.
4. Maslakov K.I., Teterin Yu.A., Ryzhkov M.V., Popel A.J., Teterin A.Yu., Ivanov K.E., Kalmykov S.N., Petrov V.G., Petrov P.K., Farnan I. *Physical Chemistry Chemical Physics*, 2018, **20**, 16167.

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ «Курчатовский институт» и государственного задания Института химии твердого тела УрО РАН (грант № 124020600024-5).

АНАЛИЗ ОСОБЕННОСТЕЙ ЭЛЕКТРОННОГО СТРОЕНИЯ AnO_2 ($\text{An} = \text{Th} - \text{Lr}$) НА ОСНОВЕ ВЕЛИЧИН ЗАСЕЛЕННОСТЕЙ СВЯЗЕЙ ВАЛЕНТНЫХ ЭЛЕКТРОНОВ

**Путков А.Е.^а, Тетерин Ю.А.^{а,б}, Рыжков М.В.^в, Маслаков К.И.^{а,б},
Тетерин А.Ю.^а, Иванов К.Е.^а, Калмыков С.Н.^б, Петров В.Г.^б**

^аНациональный исследовательский центр «Курчатовский институт»,
Россия, 123182 Москва, пл. Академика Курчатова, 1

^бМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Россия, 119991 Москва, Ленинские горы, 1,

^вИнститут химии твердого тела УрО РАН,
Россия, 620990 Екатеринбург, ул. Первомайская, 91
e-mail: vladimir.g.petrov@gmail.com

Оценен вклад электронов различных МО в ковалентную составляющую химической связи в AnO_2 ($\text{An} = \text{Th} - \text{Lr}$) на основе рассчитанных релятивистским методом дискретного варьирования (РДВ) величин заселенностей перекрывания по Малликену [1-3]. Результаты расчетов указывают на то, что электроны ВМО усиливают связь, а электроны ВВМО ослабляют связь в AnO_2 ($\text{An} = \text{Th} - \text{Lr}$). Анализ показывает, что в AnO_2 ($\text{An} = \text{Th} - \text{Lr}$) наибольший вклад в усиление связи вносят электроны $\text{An } 6d - \text{O } 2p$, а для начала ряда – $\text{An } 5f - \text{O } 2p$. По мере увеличения атомного номера связи $\text{An } 5f - \text{O } 2p$ и $\text{An } 5f - \text{O } 2s$ в целом ослабевают, что, в частности, связано с увеличением (сдвиг вниз) энергии $\text{An } 5f$ -уровней относительно $\text{O } 2p$ -состояний. Вклады $\text{An } 7p - \text{O } 2p$ и $\text{An } 7p - \text{O } 2s$, а также $\text{An } 7s - \text{O } 2p$ и $\text{An } 7s - \text{O } 2s$ в усиление связи остаются существенными и в меньшей степени зависят от атомного номера. При переходе от Th к Lr общий вклад электронов ВМО в AnO_2 уменьшается. Уменьшение происходит в основном за счет ослабления участия $\text{An } 5f$ - и $\text{An } 6d$ -электронов в химической связи. Вклады $\text{An } 6d$ -, $7s$ - и $7p$ -электронов в заселенность связей в AnO_2 мало изменяются при увеличении атомного номера в ряду AnO_2 ($\text{An} = \text{Th} - \text{Lr}$). Это согласуется с тем, что уровни этих электронов вместе с $\text{O } 2s$ - и $\text{O } 2p$ -уровнями образуют «жесткий каркас», в котором перемещаются $\text{An } 5f$ -состояния при увеличении атомного номера.

Анализ полученных результатов указывает на то, что наибольший вклад в ослабление связи в AnO_2 ($\text{An} = \text{Th} - \text{Lr}$) вносят электроны $\text{An } 6p_{3/2} - \text{O } 2p$. При переходе от Th к Lr происходит ослабление $\text{An } 6p_{1/2} - \text{O } 2p$ и $\text{An } 6p_{1/2} - \text{O } 2s$ связей. Это связано с увеличением (сдвиг вниз) энергии $\text{An } 6p_{1/2}$ -уровней относительно $\text{O } 2s$ - и $2p$ -состояний из-за роста величины спин-орбитального расщепления $\text{An } 6p$ -электронов в ряду $\text{An} = \text{Th} - \text{Lr}$.

На основе анализа величин заселенностей перекрывания по Малликену для различных МО в AnO_2 ($\text{An} = \text{Th} - \text{Lr}$) сделан вывод о том, что в совокупности электроны ВВМО на ~30% ослабляют связь, обусловленную электронами ВМО в этих диоксидах.

Литература

1. Maslakov K.I., Teterin Yu.A., Ryzhkov M.V., Popel A.J., Teterin A.Yu., Ivanov K.E., Kalmykov St.N., Petrov V.G., Farnan I. *Internation Journal of Quantum Chemistry*, 2019, **119**, e26040.
2. Путков А.Е., Тетерин Ю.А., Рыжков М.В., Маслаков К.И., Тетерин А.Ю., Иванов К.Е., Калмыков С.Н., Петров В.Г. *Радиохимия*, 2021, **63**, 309.
3. Teterin Yu.A., Ryzhkov M.V., Putkov A.E., Maslakov K.I., Teterin A.Yu., Ivanov K.E., Kalmykov S.N., Petrov V.G. *Journal of Structural Chemistry*, 2024, **65**, 1794.

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ «Курчатовский институт» и государственного задания Института химии твердого тела УрО РАН (грант № 124020600024-5).

АНАЛИЗ ХАРАКТЕРИСТИК СЛОЖНОЙ СТРУКТУРЫ СПЕКТРОВ РФЭС ВАЛЕНТНЫХ ЭЛЕКТРОНОВ AnO_2 ($An = Th - Lr$)

**Путков А.Е.^а, Тетерин Ю.А.^{а,б}, Рыжков М.В.^в, Маслаков К.И.^{а,б}, Тетерин А.Ю.^а,
Иванов К.Е.^а, Калмыков С.Н.^б, Петров В.Г.^б**

^аНациональный исследовательский центр «Курчатовский институт»,
Россия, 123182 Москва, пл. Академика Курчатова, 1

^бМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Россия, 119991 Москва, Ленинские горы, 1,

^вИнститут химии твердого тела УрО РАН,
Россия, 620990 Екатеринбург, ул. Первомайская, 91
e-mail: vladimir.g.petrov@gmail.com

В настоящей работе впервые проанализированы характеристики структуры спектров РФЭС валентных электронов AnO_2 ($An = Th - Lr$) на основе экспериментальных данных для AnO_2 ($An = Th, U - Bk$) и теоретических расчетов, которые впервые были проведены для AnO_2 ($An = Th - Lr$) полностью релятивистским методом дискретного варьирования (РДВ). Для корректного анализа этих характеристик, спектры для всего ряда AnO_2 были приведены к единой энергетической шкале, в которой экспериментальное значение энергии связи $O\ 1s$ -электронов в AnO_2 равно 529.9 эВ [1,2], а энергия $12\gamma^-$ ВВМО равна 21.60 эВ.

Найдено, что в спектрах РФЭС AnO_2 возникает сложная структура, которая в диапазоне энергий связи электронов от 0 до ~15 эВ обусловлена образованием внешних валентных молекулярных орбиталей (ВМО), а в диапазоне энергий связи электронов от ~15 до ~50 эВ – внутренних валентных молекулярных орбиталей (ВВМО) [1-3].

В AnO_2 ($An = Th - Lr$) значительное участие в образовании молекулярных орбиталей принимают $An\ 6p$, $6d$ и $5f$ атомные орбитали (АО), в меньшей степени – $An\ 7s$ и $7p$ АО, а участие $An\ 6s$ АО – минимально. В этом ряду наблюдается увеличение интенсивности линий электронов ВМО, которое в основном связано с ростом заполненных состояний $An\ 5f$. При переходе от Th к Lr в спектрах РФЭС AnO_2 возрастает ширина зоны ВВМО, а также всей валентной области спектра МО. Анализ экспериментальных и расчетных данных указывает на участие $An\ 5f$ -электронов в химической связи в AnO_2 , а также на частичную потерю f -характера из-за перехода на $6d$ -оболочки, а также вследствие нефелоауксетического эффекта, который проявляется слабо. Это позволяет рассчитывать интенсивности линий в спектрах РФЭС AnO_2 ($An = Th - Lr$) методом РДВ с использованием значений сечений фотоионизации электронов в атомах An и O . Подтверждено, что относительная интенсивность линии ВМО в диоксидах актиноидов характеризует степень окисления ионов An и наличие примесей.

Литература

1. Teterin Yu.A., Teterin A.Yu., Ivanov K.E., Ryzhkov M.V., Maslakov K.I., Kalmykov St.N., Petrov V.G., Enina D.A. *Physical Review B*, 2014, **89**, 035102.
2. Teterin Yu.A., Maslakov K.I., Teterin A.Yu., Ivanov K.E., Ryzhkov M.V., Petrov V.G., Enina D.A., Kalmykov St.N. *Physical Review B*, 2013, **87**, 245108.
3. Putkov A.E., Teterin Yu.A., Ryzhkov M.V., Teterin A.Yu., Maslakov K.I., Ivanov K.E., Kalmykov S.N., Petrov V.G. *Russian Journal of Physical Chemistry A*, 2021, **95**, 1169.

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ «Курчатовский институт» и государственного задания Института химии твердого тела УрО РАН (грант № 124020600024-5).

**БИОКИНЕТИКА И СТРУКТУРНЫЕ ТРАНСФОРМАЦИИ CeO_2 IN VIVO КАК
МОДЕЛЬНОГО АНАЛОГА PuO_2 ПРИ ИНГАЛЯЦИОННОМ ВОЗДЕЙСТВИИ**

**Романчук А.Ю.,^а Плахова Т.В.,^а Хабирова С.Ю.,^а Абакумова Т.О.,^б Алешин Г.Ю.,^а
Абакумов М.А.,^б Тригуб А.Л.,^в Ширяев А.А.,^г Заводов А.В.,^д Калмыков С.Н.^а**

^аМосковский государственный университет имени М. В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы 1

^бРНИМУ имени Н.И. Пирогова Минздрава России, г. Москва, ул. Островитянова, д. 1

^вНИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова 1

^гИФХЭ им. А. Н. Фрумкина РАН, 119071, Москва, Ленинский проспект 31к4

^дСколковский институт науки и технологий, г. Москва, большой бульвар, 30 с.1
e-mail: romanchukay@my.msu.ru

Разработка новых видов ядерного топлива, включая смешанное оксидное и нитридное, требует совершенствования дозиметрических нормативов на предприятиях ядерно-топливного цикла (ЯТЦ). На различных стадиях производства возможно образование аэрозольных частиц с высокой полидисперсностью, включая наноразмерные фракции. Ингаляционный путь поступления радионуклидов признан одним из наиболее опасных, поскольку сопровождается поступлением плохо растворимых оксидов и их длительным пребыванием в легочной ткани, приводящим к устойчивой внутренней дозовой нагрузке. Плутоний (в частности, форма диоксида PuO_2) является одним из наиболее радиотоксичных нуклидов, с которыми имеют дело работники ЯТЦ, однако биокинетика плутония, особенно при поступлении в организм в форме наноразмерных частиц, остается недостаточно изученной.

Диоксид церия (CeO_2) часто рассматривается как нерадиоактивный аналог PuO_2 благодаря сходству кристаллических решеток и схожему окислительно-восстановительному поведению в восстановительных средах. В рамках настоящей работы была исследована биокинетика церия и трансформация его физико-химических форм после введения наночастиц CeO_2 размеров 2 нм интратрахеально. Наночастицы были синтезированы с использованием радиоактивной метки γ -излучателя ^{139}Ce . Накопление и выведение церия в различные сроки (1-100 дней) анализировали с помощью γ -спектрометрии. Изменения физико-химических форм церия в легочной ткани детектировали постмортально методами просвечивающей электронной микроскопии высокого разрешения (ПЭМВР) и XANES-спектроскопии.

Установлено, что через 24 ч после введения на легкие приходится 53 % от всей дозовой нагрузки, при этом 34 % ^{139}Ce находятся в желудочно-кишечном тракте (ЖКТ). Через 7 дн практически весь церий (~ 99 %) локализован в легких, что указывает на полное выведение ЖКТ фракции (≤ 1.1 %) и незначительное системное распределение (кровь 0.02 %, печень 0.19 %). Ретенция церия в легких сохраняется на уровне 98 % до 30 дней, подтверждая высокую биоустойчивость частиц. Через 100 дней наблюдается незначительное снижение активности в легких и одновременное увеличение содержания церия в теле, что указывает на частичную транслокацию церия в твердые ткани, предположительно в кости.

Согласно данным XANES, через 7 дней после инкорпорирования наночастиц CeO_2 в легкие начинается восстановление церия до Ce(III) , а спустя месяц происходит практически полный переход в восстановленную форму. По результатам ПЭМВР установлено, что исходные наночастицы CeO_2 трансформируются в CePO_4 (структура рабдофана), что указывает на активные химические преобразования материала в легочной среде.

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

Sr-СЕЛЕКТИВНЫЕ СИСТЕМЫ НА ОСНОВЕ РАСТВОРОВ КРАУН-ЭФИРОВ ВО ФТОРИРОВАННЫХ СОЕДИНЕНИЯХ: ЭКСТРАКЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ И РАДИАЦИОННАЯ СТОЙКОСТЬ

Рычков П.В.^{а,б} Нестеров С.В.^б Закурдаева О.А.^б Фельдман В.И.^а

^а *Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы 1, стр. 3,*

^б *Институт синтетических полимерных материалов им. Н.С. Ениколопова
Российской академии наук, 117393, Москва, Профсоюзная улица 70
e-mail: pavel.rychkov@chemistry.msu.ru*

В качестве селективных экстрагентов для выделения ^{90}Sr из отработанного ядерного топлива принято считать 18-членные краун-эфиры (КЭ), в частности *цис-син-цис-* и *цис-анти-цис-*изомеры дициклогексано-18-краун-6 (ДЦГ18К6). Для преодоления существенного недостатка указанных лигандов – относительно высокого вымывания в водную фазу в процессе экстракции – было предложено в качестве растворителя использовать 1,1,7-тригидрододекаперфторгепатнол (ДДФГ, спирт-теломер пз) [1]. Полученный макроциклический экстрагент показал высокую селективность и экстракционную способность по отношению к целевому компоненту [1]. Для создания технологического процесса извлечения ^{90}Sr необходимо определение функциональных параметров системы и понимание физико-химических закономерностей её радиоллиза.

В рамках настоящей работы при помощи экстракционно-спектрофотометрической методики определены растворимости индивидуальных стереоизомеров ДЦГ18К6 в ДДФГ. Показано наличие влияния стереоизомерии лиганда на коэффициенты распределения между водной и органической фазами ($D_{\text{КЭ}}$) [2]. Обнаружена высокая экстрагируемость азотной кислоты растворителем при высоких концентрациях последней в водной фазе, а также отсутствие значимого влияния стереоизомерии лиганда на данный процесс.

Методом электронного парамагнитного резонанса (ЭПР) в модельных условиях (при низких температурах) определен качественный и количественный состав радикальных интермедиатов радиационно-химических превращений растворов указанных краун-эфиров, а также их комплексов с нитратом стронция, в спирте-теломере пз. Получены свидетельства переноса энергии ионизирующего излучения с растворителя на растворённое вещество на ранних стадиях радиоллиза, протекания вторичных радикальных реакций между продуктами радиоллиза ДДФГ и молекулами КЭ, влияния нитрат-аниона на протекающие процессы.

Обнаруженные особенности радиоллиза и исследованные функциональные характеристики необходимы для разработки новых макроциклических экстрагентов для извлечения ^{90}Sr .

Литература

1. Ворошилов Ю. А., Логунов М. В., Смольянихин К. В., Яковлев Н. Г. *Вопросы радиационной безопасности*, 2013, **2**, 23.
2. Nesterov S.V., Rychkov P.V., Zakurdaeva O.A., Feldman V.I. *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, 2024, **333**, 1927.

Исследование методом ЭПР-спектроскопии выполнено с использованием оборудования, полученного в рамках Программы развития Московского государственного университета имени М. В. Ломоносова. Работа в ИСПМ РАН была выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования РФ, тема FFSM-2024-0001.

**ВЛИЯНИЕ КАТИОНОВ ЩЕЛОЧНОЗЕМЕЛЬНЫХ МЕТАЛЛОВ НА
ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА САМАРИЯ В РАСПЛАВЛЕННЫХ СОЛЯХ****Жукова С.В., Стулов Ю.В., Кузнецов С.А.**

*Институт химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева,
Кольский Научный Центр Российской Академии Наук, 184209, Апатиты, Академгородок 26а
e-mail: iu.stulov@ksc.ru*

Устойчивое развитие ядерных технологий невозможно без замыкания топливного цикла. Использование жидкосолевого ядерного реактора (ЖСР) для переработки долгоживущих высоко радиотоксичных изотопов, которые остаются после переработки отработавшего ядерного топлива действующих реакторов представляется перспективным для замыкания топливного цикла. Уникальной особенностью ЖСР является возможность выводить из реактора продукты деления и вводить новые порции делящихся материалов. Одними из продуктов деления являются щелочноземельные металлы (ЩЗМ), которые обладая сильным поляризующим действием могут существенно влиять на электрохимические свойства других компонентов расплава.

Целью данной работы является исследование влияния катионов бария на электрохимические свойства редокс пары Sm(III)/Sm(II) в галогенидных расплавах. Электрохимические исследования были выполнены в интервале температур 973-1173K методами циклической и линейной вольтамперометрии в расплавах $(\text{NaCl-KCl})_{\text{эквимол.}}$ с добавлением трифторида самария с добавлением хлорида бария.

На вольтамперных кривых фиксируется один пик электровосстановления и соответствующий ему пик электроокисления. Расчет числа электронов давал значение близкое к единице, а потенциостатический электролиз при потенциале пика не приводил к видимому изменению электрода, т.е. на вольтамперограммах фиксируется редокс процесс $\text{Sm(III)} + e \leftrightarrow \text{Sm(II)}$. Было установлено, что при скоростях поляризации рабочего электрода 0.1-1.0 В/с электрохимический процесс является обратимым и контролируется диффузией, а при скоростях 1.2-2.0 В/с редокс процесс становится квазиобратимым. Для обратимого процесса были рассчитаны коэффициенты диффузии (D) комплексов Sm (рис. 1), а для квазиобратимого стандартные константы скорости переноса заряда.

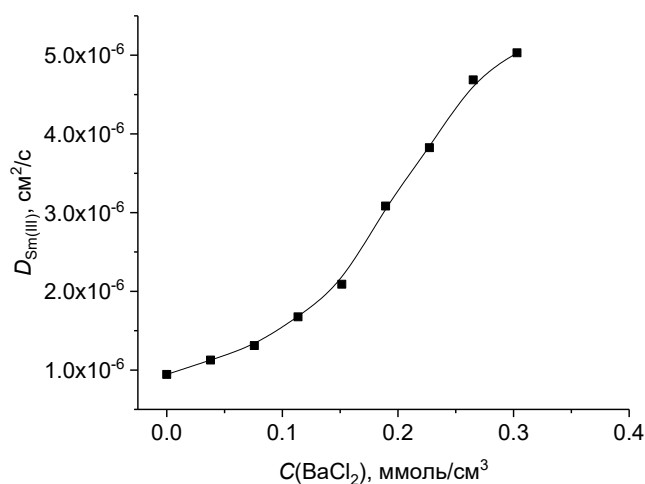


Рисунок 1. Зависимость коэффициентов диффузии комплексов самария от концентрации дихлорида бария в расплаве NaCl-KCl, температура 973K.

ЛАЗЕРНЫЕ ЖИДКОСТИ, АКТИВИРОВАННЫЕ *f*-ЭЛЕМЕНТАМИ: НЕИЗВЕСТНЫЕ КОМПЛЕКСЫ, СТРУКТУРЫ, МЕХАНИЗМЫ

Тихонов Г.В.

*Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»,
249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1,
e-mail: gvtikhonov@ippe.ru*

Переход к экономике полного инновационного цикла требует продуктивного взаимодействия фундаментальной науки и технологии.

Для исследования преобразования ядерной энергии в лазерное излучение был синтезирован широкий круг неорганических лазерных жидкостей (НЛЖ) $\text{POCl}_3\text{--MCl}_x\text{--UO}_2^{2+}\text{--Nd}^{3+}$, где М, (где М: Sn, Zr, Ti, Si, Sb, Bi, Tl, Al или В), установлены эмпирические закономерности изменения их свойств [1]. Однако многие вопросы фундаментальной науки до сих пор остались без обоснованных ответов, в частности, каковы состав и структура урансодержащих соединений, которые образуются в жидкой и кристаллических фазах, механизмы окислительно-восстановительных превращений урана, тушения люминесценции Nd^{3+} и возбуждения верхнего лазерного уровня Nd^{3+} при накачке активной среды осколками деления.

В настоящее время для разработки мультикиловаттных прокачных лазерных систем с диодной накачкой используют НЛЖ на основе оксихлоридов фосфора или серы, активированные Nd^{3+} или Yb^{3+} [2, 3]. Диодная накачка лазерной среды, в отличие от ядерной накачки, осуществляется в относительно узком диапазоне длин волн.

Найдены способы приготовления лазерных сред на основе малотоксичного и дешёвого тетрахлорметана, CCl_4 , с концентрацией Nd^{3+} или Yb^{3+} до 1 моль/л. При этом люминесцентное время жизни возбуждённого состояния $\tau(\text{Nd}^{3+})$ не превышало 80 мкс и квантовый выход люминесценции $\eta(\text{Nd}^{3+}) < 0.3$, тогда как $\eta(\text{Yb}^{3+}) \geq 0.9$, как и в известных неодим- и иттербийсодержащих НЛЖ. Показано, что ограничение $\tau(\text{Nd}^{3+})$ связано с перекрытием полосы поглощения раствора $\text{CCl}_4\text{--GaCl}_3\text{--Nd}^{3+}$ с люминесцентной полосой $^4F_{3/2} \rightarrow ^4I_{15/2} \text{ Nd}^{3+}$ в области длин волн 1840 – 1870 нм [4]. Устранив поглощение, увеличили $\tau(\text{Nd}^{3+})$ и $\eta(\text{Nd}^{3+})$ в 2–3 раза и обнаружили концентрационное тушение Nd^{3+} в растворах $\text{CCl}_4\text{--GaCl}_3\text{--Nd}^{3+}$.

Для направленного синтеза нетоксичных и слабоагрессивных жидких лазерных сред актуально исследование процессов комплексообразования и переноса энергии возбуждения, установление строения и формирование люминесцентных комплексов с определёнными координационным окружением и структурой активных центров Nd^{3+} и Yb^{3+} .

Литература

1. Тихонов Г.В. *Автореф. дис. ... докт. хим. наук*, М., 2010, 36 с.
2. Денежкин И.А. и др. *Современная химическая физика, XXXIII симпозиум*, 2021, Туапсе, 306.
3. Varshney A.K. et al. *Infrared Physics & Technology*, 2024, **136**: 105064.
4. Тихонов Г.В., Серегина Е.А., Подкопаев А.В. *Химическая физика*, 2025, **44**, 58.

ИЗУЧЕНИЕ ВЗАИМНОГО ВЛИЯНИЯ МЕЧЕННЫХ ТРИТИЕМ ГИАЛУРОНОВОЙ И ГУМИНОВЫХ КИСЛОТ НА ГРАНИЦАХ РАЗДЕЛА ФАЗ

Тришкин Г.Н.,^а Чернышева М.Г.,^а Бадун Г.А.,^а Куликова Н.А.^б

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
"химический факультет и ^бфакультет почвоведения,
119991, Москва, Ленинские горы, 1,
e-mail: trishkin.gleb1@gmail.com*

Меченные тритием биополимеры являются удобным инструментом для изучения их физико-химических и биохимических свойств. В данной работе исследовано взаимное влияние низкомолекулярной гиалуроновой кислоты (ГиК) (молекулярная масса – 8 кДа) и гуминовых кислот (ГуК) при конкурентной адсорбции на границе раздела фаз водный раствор/толуол и их распределении в объеме двухфазной системы несмешивающихся жидкостей.

В экспериментах использовали меченные тритием ГиК и ГуК, полученные по методу термической активации трития и очищенные при помощи диализа. К водному раствору [³H]ГиК+ГуК или [³H]ГуК+ГиК добавляли сцинтиллятор на основе толуола (0.8 г/л раствор 2,5-дифенилоксазола в толуоле). Двухфазную систему инкубировали в течение 7 суток при 25°C до установления равновесия [1], а затем измеряли ее скорость счета и отдельно скорость счета в органической фазе с помощью метода жидкостной сцинтилляционной спектрометрии. Из полученных данных рассчитывали концентрацию меченого компонента в объеме толуола и его адсорбцию на границе раздела фаз жидкость/жидкость. Такой подход, называемый «методом сцинтиллирующей фазы», был ранее использован для описания гидрофобных и поверхностно-активных свойств гуминовых веществ [1].

Показано, что коэффициент распределения ГуК не зависит от концентрации ГиК в растворе. Он составляет $(4.4 \pm 0.4) \times 10^{-3}$. Наилучшие адсорбционные свойства ГуК проявляют при концентрации ГиК 30 г/л. Установлено, что добавка ГуК не влияет ни на значение коэффициента распределения ГиК, который составляет $(1.3 \pm 0.5) \times 10^{-3}$, ни на ее поверхностную концентрацию на межфазной границе водный раствор/толуол.

Выбранное на основании описанного выше эксперимента соотношение [³H]ГиК+ГуК использовали при изучении смачивания и поглощения листьями пшеницы ГиК. Показано, что смачивание листьев происходит лучше смесью ГиК+ГуК, по сравнению с растворами индивидуальных веществ. Присутствие ГуК практически не влияет ни на поглощение ГиК, ни на ее распределение в организме растения.

Литература

1. Chernysheva M.G., Badun G.A., Kulikova N.A., Perminova I.V. *Chemosphere*, 2020, **238**, 124646.

Работа выполнена в рамках госзадания 122012600116-4.

КРИСТАЛЛИЧЕСКИЕ СТРУКТУРЫ $\text{NEt}_4[\text{UO}_2\text{Cin}_3]$ И $\text{Dmpd}[\text{UO}_2\text{Cin}_3] \cdot \text{H}_2\text{O}$ Фомина В.А.^а, Карасев М.О.^а, Вологжанина А.В.^б, Пушкин Д.В.^а^аСамарский национальный исследовательский университет им. академика С.П. Королева, 443011, Самара, Академика Павлова 1,^бИнститут элементоорганических соединений им. А.Н. Несмеянова РАН, 119991, Москва, Вавилова, 28
e-mail: vlad.slava.f@yandex.ru

Осуществлен синтез, ИК спектроскопическое, рентгеноструктурное и кристаллохимическое исследования монокристаллов новых комплексов уранила $\text{NEt}_4[\text{UO}_2\text{Cin}_3]$ (**I**) и $\text{Dmpd}[\text{UO}_2\text{Cin}_3] \cdot \text{H}_2\text{O}$ (**II**), где Cin^- – циннамат-ион, Dmpd – катион $\text{N,N}'$ -диметил-пара-фенилендиаммония, кристаллизующихся в моноклинной (пространственная группа $P2_1/c$) и триклинной (пространственная группа $P\bar{1}$) сингониях соответственно.

Определение координационных чисел всех атомов осуществлялось методом пересекающихся сфер [1]. Координационный полиэдр атомов урана в комплексах **I** и **II** представляет собой гексагональную бипирамиду состава UO_8 , аксиальные позиции которой заняты атомами кислорода катиона уранила, а экваториальная плоскость – шестью атомами кислорода трех бидентатно-циклических циннамат-ионов (тип координации B^{01}) [2]. Полиэдр Вороного-Дирихле (ПВД) атомов урана имеет форму гексагональной призмы с объемами 9.3 (структура **I**) и 9.4 $\text{\AA}^3$ (структура **II**), что хорошо соответствует среднему значению для координационных полиэдров U(VI)O_n , ($n = 5-9$), равному 9.2(2) $\text{\AA}^3$ [3].

Урансодержащие одноядерные группировки $[\text{UO}_2\text{Cin}_3]^-$ относятся к кристаллохимической группе AB^{01}_3 , ($\text{A} = \text{UO}_2^{2+}$, $\text{B}^{01} = \text{Cin}^-$), и в случае структуры **I** соединены в каркас за счет электростатических взаимодействий с внешнесферными катионами, а в случае структуры **II** посредством водородных связей $\text{N}-\text{H} \cdots \text{O}$ с NH_3 -группой $\text{N,N}'$ -диметил-пара-фенилендиаммония образуют сдвоенные цепочки.

Анализ межмолекулярных взаимодействий осуществлен с помощью метода молекулярных ПВД [4]. Согласно полученным данным в кристаллической структуре соединения **II** из 15 теоретически возможных типов невалентных взаимодействий реализуется только 8, среди которых наибольший суммарный парциальный вклад равный ~44, 27 и 23% вносят контакты H/H , H/O и C/H соответственно. Роль остальных межмолекулярных взаимодействий (O/O , C/O , C/C , C/N и H/N) незначительна и составляет менее 4%.

ИК спектры соединений **I** и **II** содержат узкую интенсивную полосу в области 906–911 см^{-1} , отвечающую колебаниям $\nu_{\text{as}}(\text{UO}_2^{2+})$. Согласно расчету по Бэджероподобному уравнению величины $d(\text{U}=\text{O})$, равные 1.768 и 1.770 $\text{\AA}$ и найденные из ИК спектроскопических данных для соединений **I** и **II** соответственно, хорошо согласуются с данными рентгеноструктурного анализа.

Литература

1. Сerezкин В.Н., Михайлов Ю.Н., Буслаев Ю.А. *Журн. неорган. химии*, 1997, **42**, 2036.
2. Serezhkin V.N., Vologzhanina A.V., Serezhkina L.B. *Acta Crystallorg.*, 2009, **B65**, 45.
3. Serezhkin V.N., Savchenkov A.V., Pushkin D.V., Serezhkina L.B. *Appl. Solid State Chem.*, 2018, **2**, 2.
4. Сerezкин В.Н., Сerezкина Л.Б., Пушкин Д.В. *Журн. физ. химии*, 2011, **85**, 914.

**ПОЛУЧЕНИЕ УРАНИЛГИДРОКСИОКСИГИДРАТОВ ПРИ КОНТАКТЕ
СИНТЕТИЧЕСКОГО СКУПИТА С РАСТВОРАМИ ЩЕЛОЧЕЙ****Бахметьев М.О., Нипрук О.В., Рыльцева К.М.**

*Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского,
603022, г. Нижний Новгород, пр. Гагарина, 23
e-mail: bakhmetev@chem.unn.ru*

Скупит – $[(\text{UO}_2)_8\text{O}_2(\text{OH})_{12}] \cdot 12\text{H}_2\text{O}$ – один из начальных продуктов окислительного химического выветривания уранинита как в природных, так и в лабораторных условиях. Изучение его трансформации при контакте с водными растворами катионов различных элементов позволяет улучшить понимание процессов миграции урана техногенного происхождения при его хранении в виде отработанного ядерного топлива.

В работе рассмотрены превращения синтетического скупита при длительном контакте с водными растворами нитратов и гидроксидов щелочных элементов (Li – Cs). Изучены гетерогенные водно-солевые системы, состоящие из 20 смесей для каждого щелочного элемента. Каждая смесь содержала навеску синтетического скупита массой 100 ± 1 мг и 40 мл раствора, полученного слиянием раствором нитрата и гидроксида щелочного элемента и дистиллированной воды. Молярное соотношение $\text{MOH}:\text{U(VI)}$ изменялось в диапазоне от 0.2:1 до 4.0:1 с шагом 0.2. Контакт фаз при контроле pH растворов длился 180 суток, по истечении которых твёрдая фаза отделялась, промывалась дистиллированной водой, высушивалась и подвергалась дальнейшему анализу.

Для описания вторичных донных фаз использованы следующие методы анализа: порошковая рентгенография – для подтверждения конверсии скупита и идентификации известных уранильных фаз, – ИК-спектроскопия – для установления функционального состава полученных соединений, – рентгенофлуоресцентная спектрометрия – для определения содержания урана, рубидия и цезия, – ионометрия – для определения содержания калия, – и термогравиметрия – для определения содержания воды.

Установлено, что превращение скупита в рассматриваемых гетерогенных водно-солевых системах протекает схожим образом для всех рассматриваемых щелочных элементов с образованием двух типов соединений. В узком интервале молярных соотношений $\text{MOH}:\text{U(VI)}$ 0.2:1 ÷ 0.4:1 образуются соединения первого типа: компренъсит-подобные уранилгидроксиоксигидраты с общей формулой $\text{M}_2[(\text{UO}_2)_6\text{O}_x(\text{OH})_y] \cdot z\text{H}_2\text{O}$ и уменьшающимся количеством воды на формульную единицу $((x,y,z) = (6,2,11)$ для Li, (4,6,7) для Na и K, (3,8,6) для Rb и (3,8,5) для Cs). Образование первого типа соединений характеризуется кислотностью среды близкой к нейтральной (pH 5.5 ÷ 7.6). В более широком интервале молярных соотношений $\text{MOH}:\text{U(VI)}$ 2.0:1 ÷ 4.0:1 (pH 10 ÷ 12) образуются соединения второго типа, насыщенные щелочным элементом в сравнении с первым. Соотношения M:U варьируются и составляют: 1:1 для Na, 2:3 для Li, K, Cs и 2:4 для Rb. В промежуточных интервалах $\text{MOH}:\text{U(VI)}$ образуются смеси соединений двух типов и неидентифицированных аморфных примесей.

В ИК-спектрах всех полученных соединений идентифицированы три типа полос поглощения, подтверждающие отнесение их к классу уранилгидроксиоксигидратов. Первый тип относится к колебаниям уранильного фрагмента, он представлен интенсивными полосами $\nu(\text{UO}_2^{\delta+})$ в диапазоне $900 \div 930 \text{ см}^{-1}$. Второй тип относится к колебаниям фрагмента UOH , он представлен полосами средней интенсивности $\delta(\text{UOH})$ в диапазоне $980 \div 1010 \text{ см}^{-1}$ и широкими полосами $\nu(\text{UOH})$ в диапазоне $3200 \div 3300 \text{ см}^{-1}$. Последний тип относится к колебаниям молекулярной воды и представлен интенсивной полосой $\delta(\text{H}_2\text{O})$ и неразрешенными полосами $\nu(\text{H}_2\text{O})$ в диапазоне $1615 \div 1630 \text{ см}^{-1}$ и $3400 \div 3600 \text{ см}^{-1}$ соответственно.

РЕОЛОГИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ЭКСТРАКТОВ В СИСТЕМАХ С ТБФ И Д2ЭГФК

Голубина Е.Н., Кизим Н.Ф.

*Новомосковский институт ФГБОУ ВО РХТУ им. Д.И. Менделеева,
301650, Новомосковск, Дружба 8,
e-mail: golubina.e.n@muctr.ru*

Возникновение межфазных взвесей (так называемых «медуз») в экстракционных системах нарушает работу экстракторов, снижает их производительность, длительность бесперебойной работы. Это явление наиболее опасно в радиохимических производствах, когда в сборниках высокоактивных жидких отходов накапливаются взеси, способные вызвать локальный перегрев и выброс [1]. Обычно возникающие сложности преодолевают эмпирическим путем, подбирая подходящие растворители и модификаторы, повышая температуру или кислотность, что оказывает влияние и на процесс экстракции.

В настоящем сообщении представлены результаты исследований вязкости экстрактов редкоземельных элементов (РЗЭ) растворами трибутилфосфата (ТБФ) или ди-(2-этилгексил)фосфорной кислоты (Д2ЭГФК) в разбавителях (гептан, толуол, тетрачлорметан).

Эксперименты по измерению вязкости проводили в стеклянной ячейке Ø 5,6 см, в которую помещали 10 мл водного раствора РЗЭ с известной концентрацией. Затем осторожно по стенке ячейки приливали 5 мл раствора Д2ЭГФК (или ТБФ) в разбавителе и ячейку закрывали притертой крышкой. Через заданный промежуток времени опыт прекращали и фазы разделяли. Определяли вязкость и предельное напряжение на сдвиг экстрактов с помощью капиллярного вискозиметра.

Реологические кривые экстрактов в системах с ТБФ являются линейными, выходящими из начала координат (т.е. исследуемая система является ньютоновской жидкостью). При концентрации РЗЭ 0,01 М и ТБФ в гептане 0,5 М в течение 60 мин вязкость экстрактов для всех исследованных разбавителей остается неизменной. Понижение начальной концентрации ТБФ с 0,5 М до 0,1 М при неизменной концентрации РЗЭ приводит к повышению эффективной вязкости на 5 %. Увеличение начальной концентрации РЗЭ с 0,01 М до 0,1 М приводит к повышению эффективной вязкости экстракта на 10 %. Для растворов ТБФ в толуоле и тетрачлорметане изменения вязкости меньше, чем для растворов в гептане. Различия в величинах эффективных вязкостей экстрактов РЗЭ иттриевой и цериевой подгрупп при использовании в качестве экстракционного реагента ТБФ не обнаружены.

Структурообразование в системах с Д2ЭГФК выражено в большей мере, чем в системах с ТБФ. С течением времени экстракт приобретает свойства неньютоновской жидкости. Накопление малорастворимого ди-(2-этилгексил)фосфата лантаноида в межфазной области обуславливает фазовое разделение, приводящее к микрогетерогенности системы. Элементами дисперсной фазы являются твердые частицы, включающие цепочечные линейные полимеры. Увеличение вязкости экстракта обусловлено протеканием процессов коагуляции и полимеризации. Вязкость экстрактов зависит от условий проведения экстракции, влияющих на развитие спонтанной поверхностной конвекции.

Таким образом, изменение вязкости экстрактов связано со спонтанной поверхностной конвекцией и эмульгированием, накоплением малорастворимых интермедиатов, фазовым разделением и структурообразованием, обусловленным коагуляцией и полимеризацией.

Литература

1.Теровский С.В., Теровская Т.С., Пишулин В.П. и др. // В сб. Перспективные направления развития атомной отрасли: сборник тезисов Школы-конференции молодых атомщиков Сибири; Национальный исследовательский Томский политехнический университет. Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2011. С. 80-81.

СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ УРАНИЛГИДРОКСИОКСИГИДРАТОВ СВИНЦА

Денисова А.А., Смирнова Я.М., Клиньшова К.А., Нипрук О.В.

Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского,
603022, Нижний Новгород, проспект Гагарина 23,
e-mail: denisova.anastasi98@mail.ru

В работе синтезированы и исследованы уранилгидроксиоксигидраты свинца (PbUОН-соединения) состава $PbU_2O_7 \cdot 2H_2O$ (I), $Pb_2U_5O_7 \cdot 3H_2O$ (II) и $PbU_4O_{13} \cdot 8H_2O$ (III). Данные соединения представляют собой одну из форм связывания U(VI) и Pb(II) техногенного происхождения.

Синтез I и II проводился путем взаимодействия $UO_3 \cdot 2,25H_2O$ и водного раствора $Pb(NO_3)_2$ в мольном соотношении 1:5 в гидротермальных условиях при температуре $200^\circ C$. Выдерживание стального реактора с реакционной смесью в течение 20 часов приводит к образованию соединения I, увеличение времени синтеза до 40 часов - к образованию II. Синтез соединения III проводился при комнатной температуре в течение 60 суток путем взаимодействия реагентов в мольном соотношении 0,5:1. По результатам рентгенофлуоресцентной спектрометрии и гравиметрии полученные соединения имеют формулы $PbU_2O_7 \cdot 2H_2O$ (I), $Pb_2U_5O_7 \cdot 3H_2O$ (II) и $PbU_4O_{13} \cdot 8H_2O$ (III). Результаты рентгенографического анализа показали, что все синтезированные PbUОН-соединения являются индивидуальными кристаллическими фазами.

В ИК-спектрах соединений представлены три группы независимых колебаний: колебания уранильного фрагмента ($UO_2^{\delta+}$), молекулярной H_2O и уран-гидроксидных групп (UОН) (табл.1).

Таблица 1. Отнесение полос поглощения в ИК-спектрах PbUОН-соединений

Соединение	$\nu(H_2O)$	$\nu(UOH)$	$\delta(H_2O)$	$\delta(UOH)$	$\nu_{as}(UO_2^{\delta+})$	$\nu_s(UO_2^{\delta+})$
$PbU_2O_7 \cdot 2H_2O$	3372 с	3202 пл	1621 с	1087 ср 996 пл	833 с	740 пл
$Pb_2U_5O_7 \cdot 3H_2O$	3421 с	3251 пл	1602 с	959 ср	861 с	776 пл
$PbU_4O_{13} \cdot 8H_2O$	3547 с	3282 пл	1604 с	1021 ср	887 с	773 пл

Для получения информации о состоянии воды и ее роли в структуре соединений было проведено термогравиметрическое исследование в сочетании с рентгенографией и ИК-спектроскопией. В соответствии с полученными данными в составе соединений присутствуют два типа молекул воды. В формульной единице I одна молекула H_2O удаляется при $155^\circ C$, в соединении II - две молекулы при $172^\circ C$. Соединение III теряет шесть молекул воды в два этапа: при $125^\circ C$ и $275^\circ C$. Такие высокие температуры указывают на участие этих молекул H_2O в координационном окружении Pb(II). Оставшиеся молекулы H_2O деформированы в гидроксидные группы и удаляются при более высоких температурах: $248^\circ C$ (I), $287^\circ C$ (II) и $400^\circ C$ (III). Таким образом, с учетом функциональных групп синтезированные соединения имеют формулы $Pb[(UO_2)O_2(OH)_2](H_2O)_2$ (I), $Pb_2[(UO_2)_5O_6(OH)_2](H_2O)_3$ (II) и $Pb[(UO_2)_4O_3(OH)_4](H_2O)_6$ (III).

На основании рентгенографических и ИК-спектроскопических исследований установлено, что полученные PbUОН-соединения обладают слоистой структурой. Между слоями, образованными уран-кислородными полиэдрами, располагаются катионы Pb^{2+} и молекулы H_2O , обеспечивающие межслоевое взаимодействие совместно с уран-гидроксидными группами.

МИНЕРАЛЫ ТОРИЯ И ОСОБЕННОСТИ ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА НЕКОТОРЫХ ТОРИЙСОДЕРЖАЩИХ РУД

Князев А.В.,^а Мирсаидов У.М.,^б Шодмонова М.А.^б

^аНижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского, 603022, Нижний Новгород, проспект Гагарина 23,

^бАгентство по химической, биологической, радиационной и ядерной безопасности НАН Таджикистана, 734025, Душанбе, проспект Рудаки, 33
e-mail: knyazevav@chem.unn.ru

Большая часть тория в природе находится в рассеянном состоянии, и число собственных минералов этого элемента, в отличие от близкородственного ему урана, крайне мало. Собственных минералов тория известно всего 21, из них 11 являются силикатами (торит, хаттонит, торогуммит, эканит, стисиит, туркестанит, торостенstrupин, торнасит, умбозерит, чиприаниит, кутиноит), 6 – фосфатами (брабантит, брокит, грейт, эйлеттерсит, кивуит, алтупит), 2 – карбонатами (торбастнезит, тулюокит) и 2 – оксидами (торианит, торутит). Столь малое число минеральных видов обусловлено относительно низким кларком тория ($1.5 \cdot 10^{-3} \%$) и, главное, способностью этого элемента рассеиваться в виде изоморфной примеси в породообразующих и особенно в акцессорных минералах. Акцессорными минералами чаще всего выступают перовскит, лопарит, ринкит, алланит, монацит и др.). В литературе проведен анализ распределения тория по минералам разных стадий на примере нескольких высокощелочных массивов (Хибины (Кольский полуостров), Илимаусак (Гренландия), Мурун (Алданский щит), Джелису, Дарай-Пиоз (Таджикистан), Сент-Илер (Квебек, Канада)). Особый интерес представляет новое месторождение «Восточный Памир» расположенное в Мургабском районе Горно-Бадахшанской автономной области Республики Таджикистан. Руды месторождения содержат значительные количества редкоземельных элементов (РЗЭ), которые при её обработке с целью получения тория и урана одновременно можно выделить концентраты РЗЭ. Это делают руды месторождения «Восточный Памир» перспективным и пригодным для комплексной переработки с точки зрения экономических расчетов. Для определения радионуклидного состава руды месторождения «Восточный Памир» был проведён гамма-спектрометрический анализ.

Таблица 1. Радионуклидный состав руды месторождения «Восточный Памир»

Радионуклиды	Средневзвешенная активность, кБк/кг	Погрешность
⁴⁰ K	0.09	0.0046
²¹¹ Bi	0.042	0.0038
²¹⁴ Bi	0.55	0.0064
²¹⁴ Pb	0.43	0.013
²²⁶ Ra	0.59	0.105
²²⁸ Th	0.29	0.0304
²³⁴ Th	0.862	0.2107
²³⁴ Pa	0.0036	0.000861
²³⁵ U	0.052	0.0059
²³⁸ U	0.673	0.049

Работа выполнена при поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (базовая часть государственного задания, проект № FSWR-2023-0025).

ХИМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ УРАНИЛГИДРОКСИОКСИГИДРАТОВ ОДНО-, ДВУХ- И ТРЕХВАЛЕНТНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ

**Нипрук О.В., Клиньшова К.А., Бахметьев М.О., Тумаева О.Н., Куземко М.В.,
Денисова А.А., Рыльцева К.М.**

*Национальный Исследовательский Нижегородский государственный университет
им. Н.И. Лобачевского,
603022, Нижний Новгород, проспект Гагарина 23,
e-mail: nipruk@yandex.ru*

Исследована химическая устойчивость уранилгидроксиоксигидратов щелочных, d- и f-переходных элементов состава $[M^I_2(VO_2)_6O_3(OH)_8] \cdot 6H_2O$ (M^I – Na, K, Rb, Cs), $M^{II}[(VO_2)_3O_3(OH)_2](H_2O)_5$ (M^{II} – Mn, Co, Ni, Cu, Zn, Cd), $M^{III}[(VO_2)_3O_{3.5}(OH)_2] \cdot 5H_2O$ (M^{III} – La, Ce, Pr, Nd), $M^{III}[(VO_2)_6O_{4.5}(OH)_6] \cdot 7H_2O$ (M^{III} – Nd, Sm, Eu, Gd, Dy) и $M^{III}(VO_2)_2O_3(OH)$ (M^{III} – Dy, Ho, Er, Yb, Y) в водных растворах.

Показано, что все исследуемые соединения устойчивы в широких, но все же ограниченных интервалах кислотности водного раствора. Эти интервалы определяются совокупным воздействием множества факторов и для большинства соединений лежат в диапазоне pH от 2-3 до 9-14. В целом, кислотно-основные интервалы существования изменяются несущественно в рамках отдельного ряда соединений. Наиболее широкие границы устойчивости характерны для соединений f-переходных элементов состава $M^{III}(VO_2)_2O_3(OH)$ (M^{III} – Dy, Ho, Er, Yb, Y). За пределами установленных интервалов исследуемые соединения конвертируют в соединения иного состава и строения. Среди таких соединений обнаружены $VO_3 \cdot 2.25H_2O$, $Na_2U_2O_7$ и гидроксиды соответствующих элементов $M^k(OH)_k$.

Кислотность водного раствора оказывает существенное влияние не только на состав и строение твердых фаз в исследуемых гетерогенных системах, но и на их растворимость. В интервалах устойчивости растворимость соединений изменяется на несколько порядков в зависимости от кислотности среды. Она минимальна (около 10^{-9} - 10^{-11} моль/л) в нейтральных и слабощелочных средах. В кислых и сильнощелочных средах растворимость соединений увеличивается на несколько порядков до 10^{-3} - 10^{-4} моль/л. В целом, все уранилгидроксиоксигидраты характеризуются близкими значениями растворимости в пределах отдельного ряда соединений при одинаковых условиях. Можно отметить некоторую тенденцию увеличения устойчивости в ряду соединений $[M^I_2(VO_2)_6O_3(OH)_8] \cdot 6H_2O < M^{II}[(VO_2)_3O_3(OH)_2](H_2O)_5 < M^{III}[(VO_2)_6O_{4.5}(OH)_6] \cdot 7H_2O < M^{III}[(VO_2)_3O_{3.5}(OH)_2] \cdot 5H_2O < M^{III}(VO_2)_2O_3(OH)$.

По данным о растворимости рассчитаны константы равновесия гетерогенных реакций растворения и функций Гиббса образования уранилгидроксиоксигидратов. Расчетные константы использованы для моделирования состояния исследуемых соединений в квазиприродных условиях. Построены диаграммы состояния урана (VI) и $M(k)$ в насыщенных водных растворах и равновесных твердых фазах.

Все данные получены впервые и могут быть востребованы для прогнозирования форм существования и миграции урана в окружающей среде, оценки уровня потенциальной экологической опасности от использования уранового сырья, характеристики иммобилизационных и эксплуатационных свойств уранилгидроксиоксигидратов.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ (базовая часть госзадания, проект № FSWR-2023-0025).

СЕКЦИЯ 2

Методы выделения и разделения радионуклидов

RADIOCHEM-CONF.RU

МЕХАНИЗМЫ ЭКСТРАКЦИИ АКТИНИДОВ И ЛАНТАНИДОВ ПОЛИДЕНТАТНЫМИ N,O-ДОНОРНЫМИ ЛИГАНДАМИ

Матвеев П.И., Петров В.Г., Калмыков С.Н.

*Кафедра радиохимии, Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы д. 1., с. 3.*

Извлечение актинидов из отработавшего ядерного топлива является ключевым этапом замыкания ядерного топливного цикла. Разработка новых экстракционных систем для этой цели представляет собой сложную междисциплинарную задачу, объединяющую радиохимию, органическую, физическую и координационную химию. Перспективным классом лигандов для селективного выделения америция являются N,O-доноры, характеризующиеся высокой скоростью установления равновесия и возможностью широкой синтетической модификации. Важной особенностью этого класса соединений является использование высокополярных ароматических растворителей, таких как метанитробензотрифторид (F-3), которые существенно влияют на форму комплексных соединений, переходящих в органическую фазу, а также на вероятность образования ионных пар в ней.

В докладе рассматриваются возможные механизмы экстракции различных подклассов N,O-донорных лигандов, включая тридентатные лиганды на примере пиридиндифосфонатов, а также различные тетрадентатные диамины 2,2'-бипиридил-6,6'-дикарбоновой кислоты, 1,10-фенантролин-2,9-дикарбоновой кислоты и 1,10-фенантролин-2,9-дифосфонатов. В качестве неотъемлемой части экстракционной системы также будет рассмотрена экстракция азотной кислоты и её влияние на кинетику процесса.

Будут представлены различные формы комплексных соединений, включая $\text{Am}(\text{NO}_3)_3$, $\text{Ln}(\text{NO}_3)_3$, $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ и соединения нептуния, полученные как в твёрдом состоянии методами рентгеноструктурного анализа (SC-XRD), так и с помощью спектроскопических методов, таких как УФ-видимая спектроскопия, XANES, EXAFS и ЯМР, применённых непосредственно к органическим фазам. На основе этих данных обсуждаются влияния состава комплексных соединений на эффективность и селективность экстракции. Кроме того, рассматривается влияние органорастворимых добавок, таких как ионные жидкости и хлорированный дикарболлид кобальта, на основные параметры экстракции и формы комплексных соединений.

Показано, что полидентатные экстрагенты, традиционно относящиеся к соединениям с сольватационным механизмом экстракции, могут извлекать элементы 5f- и 4f-группы посредством различных механизмов в зависимости от условий (концентрация азотной кислоты, исходная форма элемента, тип заместителей) в полярных растворителях. Возможны такие механизмы, как сольватационно-гидратный, катионообменный и анионообменный.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда (проект №25-73-10042)

ЩЕЛОЧНЫЕ СРЕДЫ В РАДИОХИМИИ

Смирнов И.В.^{а,б}

^аАО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург

^бСанкт-Петербургский государственный университет

e-mail: igor_smirnov@khlopin.ru

Щелочные среды, могут с успехом заместить азотнокислые во многих радиохимических процессах, включая переработку ОЯТ. В РХТУ им. Д.И. Менделеева, например, разработан КАРБЭКС-процесс переработки ОЯТ в карбонатных средах.

Нами была разработана и успешно испытана технологическая схема переработки щелочных ВАО ПО "Маяк", с использованием экстракционной смеси на основе изононилкаликс[6]арена отечественного производства. Технология предусматривает только операции экстракции радионуклидов и последующей кислотной реэкстракции, без промывки экстракта и регенерации оборотного экстрагента. Достигнут коэффициент очистки ВАО от бета-радионуклидов более 300, что обеспечило получение высокосолевого рафината категории САО. Предложены варианты повышения химической и радиационной устойчивости экстракционной смеси.

Исследование каликс[п]аренов и тиакаликс[4]аренов, содержащих различные заместители в верхнем ободе или в гидроксильных группах нижнего обода, позволило найти экстрагенты эффективно разделяющие америций (III), кюрий и РЗЭ в карбонатных средах.

Эффективную экстракцию РЗЭ и ТПЭ из карбонатных сред продемонстрировали смеси гидроксиарильных соединений с карбонатом тетраалкиламмония. На их основе разработана методика определения стронция-90 в почвах после карбонатного вскрытия и экстракционного концентрирования дочернего иттрия-90. Коэффициент разделения иттрия-90 и стронция-90 при единичной экстракции превышает 1 000.

Для получения иттрия-90 медицинского качества нами разрабатывается радионуклидный генератор, в котором материнский стронций-90 прочно зафиксирован на неорганической матрице, а целевой иттрий-90 смывается раствором карбоната натрия и доочищается на неорганическом сорбенте. В качестве матриц и сорбентов проверены синтетические соединения и природные минералы. Установлено, что из смеси карбонатов стабильных стронция и иттрия в раствор карбоната натрия выщелачивается более 90% иттрия, а из карбоната стронция-90 менее 15% иттрия-90. Из коммерческих сорбентов максимальную эффективность извлечения иттрия из растворов карбоната натрия продемонстрировали Термоксиды на основе оксидов титана-циркония.

Карбонатные среды, в отличие от азотнокислых, не являются взрывопожароопасными и токсичными, а экстракционные и сорбционные процессы с их использованием демонстрируют высокий уровень «естественной безопасности».

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 24-63-00006, <https://rscf.ru/project/24-63-00006/>

ОСОБЕННОСТИ СОРБЦИИ ИЗ РАСПЛАВОВ ФТОРИДОВ СОЛЕЙ

Федоров Ю.С., Самонин В.В.

Санкт-Петербургский государственный технологический институт
(технический университет)

190013, Санкт-Петербург, Московский пр., д. 26

e-mail: fys54@mail.ru

Использование эвтектик на основе расплавов фторидов солей становится более востребованной в радиохимических разработках. В частности, это связано с проектами по разработке жидкосолевых реакторов, проводимых в разных странах, а также возрождаемым интересам к ториевому топливному циклу. Все эти и другие вопросы связаны с извлечением и разделением элементов при температурах более 500 °С, что отличает расплавы от традиционных водных растворов. Тем не менее, имеются и сходства в массообменных процессах. На рисунке приведены изотермы сорбции активированным углем фторида неодаима из его расплавов LiF-NaF-KF и LiF-ThF₄. Из эвтектики LiF-NaF-KF с помощью активного угля или цеолитов можно извлекать ТПЭ и РЗЭ, отделяя их от шестивалентного урана или четырехвалентного тория. Данная эвтектика может использоваться для переработки топливной соли ЖСР.

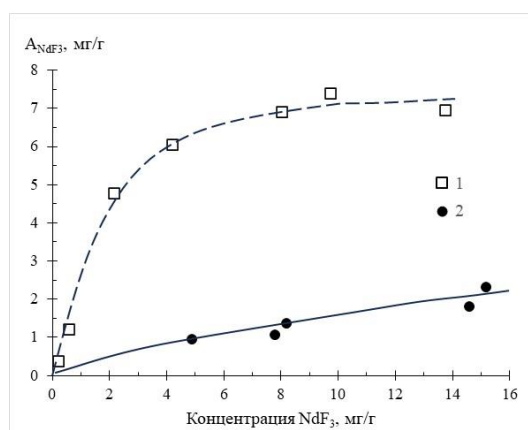


Рисунок. Зависимость сорбционной емкости активного угля АГ-3 для NdF₃ от его содержания в расплавах LiF-NaF-KF (1) и LiF-ThF₄ (2) при температуре 650 °С.

Фторидные эвтектики имеют свои возможности недоступные для водных систем. Например, можно использовать воздействие щелочных металлов на массообменные параметры. В таблице приведены данные модификации активного угля металлическим натрием, которая приводит как к росту извлечения радионуклидов из эвтектики, так и к возможности преимущественного извлечения, на примере ²³¹Pa в рамках ториевого топливного цикла.

Таблица. Влияние содержания металлического Na в активном угле АГ-3 на относительное увеличение сорбции радионуклидов из Li-NaF-KF.

Na, мг/г			A _{Na} /A ₀			
В порах	Интеркалят	Сумма	²³¹ Pa	²³² Th	²³⁸ U	²⁴¹ Am
0	0	0	1,0	1,0	1,0	1,0
53	0	53	3,4	1,7	1,1	2,1
188	240	428	23,2	6,7	4,9	7,1

НОВЫЕ ЭКСТРАКЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ С ПОЛЯРНЫМИ РАЗБАВИТЕЛЯМИ

Бабаин В.А.

*АО «Радиевый институт им. В.Г.Хлопина»,
194021, Санкт-Петербург, 2й Мушинский пр., 28
e-mail: vbabain@khlopin.ru*

Фракционирование отходов переработки облученного ядерного топлива необходимо для соответствия всё более жёстким экологическим требованиям. Выделение америция в отдельную фракцию с его последующим дожиганием позволит сократить количество долгоживущих радиоактивных отходов.

Рассматриваются различные схемы обращения с рафинатами ПУРЕКС-процесса — либо выделение америция, либо выделение цезия и стронция, либо совместная экстракция долгоживущих радионуклидов с последующей селективной реэкстракцией.

Выделение и очистка америция — сложная и интересная задача, поскольку химические свойства америция близки к свойствам лантанидов и юрия, от которых его требуется отделить. Предложено большое количество экстракционных систем как для совместного выделения америций-кюриевой фракции, так и для разделения пары америций-кюри.

Предложены также экстрагенты для выделения цезия и стронция — каликсарены и краун-эфиры. Как правило, экстрагенты являются полярными соединениями и плохо растворимы в традиционных углеводородных разбавителях. Решение проблемы — либо добавление к предельным углеводородам модификаторов, либо использование полярных разбавителей. В качестве полярных разбавителей рассматривались спирты, кетоны, сложные эфиры, многочисленные фторированные разбавители, а также ионные жидкости.

Алифатические полярные разбавители и фторированные разбавители обеспечивают достаточно высокую растворимость и экстракционную способность полярных экстрагентов. Проведено значительное количество динамических экспериментов, в том числе с реальными рафинатами.

Многочисленные предложенные варианты использования ионных жидкостей в качестве разбавителей не дошли даже до лабораторных динамических экспериментов.

В докладе проведено сравнение экстракционных систем с различными полярными разбавителями, рассмотрены преимущества и недостатки, предложены возможные направления исследований.

ОСОБЕННОСТИ ЭКСТРАКЦИОННОГО И ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОГО РАЗДЕЛЕНИЯ ЛЮТЕЦИЯ И ИТТЕРБИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МОНО(2-ЭТИЛГЕКСИЛОВОГО ЭФИРА 2-ЭТИЛГЕКСИЛФОСФОНОВОЙ КИСЛОТЫ

Бобровская К.С., Кузнецов Р.А., Лисова М.Н, Фомин А.Н.

*Научно-исследовательский технологический институт им. С.П. Капицы УлГУ,
432017, Ульяновск, Университетская набережная, 1, корп.6,
e-mail: ks.bobrovskay@yandex.ru*

Эффективное разделение сопоставимых количеств тяжелых РЗЭ обеспечивается методами экстракции и/или экстракционной хроматографии при использовании в качестве экстрагента моно (2-этилгексилового) эфира 2-этилгексилфосфоновой кислоты (НЕН[ЕНР]) при низкой загрузке экстрагента. Задача выделения п.с.а. ^{177}Lu из облученного нейтронами Yb предусматривает выделение лютеция, доля которого в мишенном материале не превышает долей процента. В этом случае превалирующее содержание иттербия в разделяемой смеси может негативно влиять на экстракционное и экстракционно-хроматографическое поведение как макро- (Yb), так и микро- (Lu) компонента в силу исчерпания ёмкости экстрагента, однако детально данный аспект разделения не изучался.

Нами было показано, что зависимости коэффициентов распределения D_{Yb} и D_{Lu} от концентрации макрокомпонента в исходном растворе ($C_{\text{Yb,г/л}}$) описываются нижеприведенными выражениями, учитывающими изменение константы экстракции Yb ($k_{ex_{\text{Yb}}}$) и Lu ($k_{ex_{\text{Lu}}}$), уменьшение начальной концентрации экстрагента $[\text{HA}]_{2_0}$ (концентрации свободного экстрагента) в результате образования комплексов иттербия, и состав образующихся комплексов Me:NEN[ENP] , оцениваемый на основании определения тангенса угла наклона $n = \text{tg}\alpha$ зависимости $\lg D = f(\lg[\text{HNO}_3])$ и тангенса угла наклона $m = \text{tg}\beta$ зависимости $\lg D = f(\lg[\text{NEN[ENP]}])$

$$D_{\text{Yb}} = (k_{ex_{\text{Yb}}} - 2C_{\text{Yb}}) \frac{[\text{HA}]_{2_0} - m [\text{Yb}^{3+}]_0]^m}{[\text{H}^+]^n} \text{ и } D_{\text{Lu}} = (k_{ex_{\text{Lu}}} - 3.5C_{\text{Yb}}) \frac{[\text{HA}]_{2_0} - m [\text{Yb}^{3+}]_0]^m}{[\text{H}^+]^n},$$

При экстракционно-хроматографическом разделении изменение коэффициентов распределения Yb и Lu при увеличении загрузки экстрагента по иттербию носит динамический характер, что проявляется в отклонении формы выходных кривых от классического гауссиана и смещении начала выхода обоих элементов. Нами было показано, что объем элюента, A_{Yb} или A_{Lu} , соответствующий началу выхода элемента из колонки, можно описать эмпирическими соотношениями

$$\lg A_{\text{Yb}} = \lg D_{\text{Yb}} - 21.6 \frac{n_{\text{Yb}}}{n_{\text{NEN[ENP]}}} - 0.12 = \lg D_{\text{Yb}} - 0.25 m_{\text{Yb}} \frac{1}{V_{\text{к}}} - 0.12 \text{ (для Yb)}$$

$$\lg A_{\text{Lu}} = \lg D_{\text{Lu}} - 15.2 \frac{n_{\text{Yb}}}{n_{\text{NEN[ENP]}}} - 0.13 = \lg D_{\text{Lu}} - 0.17 m_{\text{Yb}} \frac{1}{V_{\text{к}}} - 0.13 \text{ (для Lu)}$$

где n_{Yb} и $n_{\text{NEN[ENP]}}$ – количество иттербия и экстрагента в колонке (в молях), m_{Me} – масса иттербия в сорбенте (мг), $V_{\text{к}}$ – объем сорбента в колонке, мл

Полученные закономерности позволяют оценить емкость сорбента до проскока как макро-, так и микрокомпонента, что необходимо при оптимизации процесса разделения при использовании колонок различного размера.

УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ЧИСЛЕННЫХ МЕТОДОВ РАСЧЕТА УРАВНЕНИЙ МАССОПЕРЕНОСА ДЛЯ ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОГО РАЗДЕЛЕНИЯ ТЯЖЕЛЫХ АКТИНИДОВ

Бодров А.Ю., Астахов А.А., Альбин Ю.В., Божиков Г.А., Аксенов Н.В.

*Лаборатория ядерных реакций им. Г.Н. Флерова, ОИЯИ
141980, Московская область, Дубна, Жилио-Кюри д.6.
e-mail: aybodrov@jinr.ru*

Разделение трансплутониевых элементов является актуальной проблемой современной радиохимии. Разрабатываются подходы к выделению и поэлементному разделению при переработке ОЯТ – технология разделения Am и Cm и при получении дорогостоящих реакторных радионуклидов ^{248}Cm , ^{249}Bk и $^{250,251,252}\text{Cf}$ [1]. При решении фундаментальных задач ядерной химии, в частности, требуется разработка методов химической идентификации нейтроноизбыточных радиоизотопов Md, Lr и No и определении их новых ядерно-физических данных. Особый интерес представляет изучение продуктов ядерных реакций многонуклонных передач образующихся при облучении ядер актинидных мишеней ускоренными до средних энергий тяжелыми ионами [2]. Параболообразная зависимость сечений реакций образования и характеристики распада изотопов сложной смеси продуктов этих реакций определяют следующие требования к методам радиохимического разделения: экспрессность, чувствительность, воспроизводимость, универсальность.

Применяемый метод катионообменной хроматографии с использованием комплексонов: лактатов и изобутиратов разработанный исходя из полуэмпирических соображений требует оптимизации и развития к решению указанных выше проблем. Нами предложен метод определения момента выхода элемента из хроматографической колонки в зависимости от концентрации комплексона. Данный метод позволяет без учета глубоких взаимодействий в зерне предсказывать время элюирования.

Другой важной задачей данного исследования стало решение вопроса неустойчивости уравнения массопереноса с диффузией:

$$\frac{\partial n_i}{\partial t} + \frac{\partial N_i}{\partial t} + u \frac{\partial n_i}{\partial x} = D \frac{\partial^2 n_i}{\partial x^2}$$

Традиционные методы решения используют числа Рейнольдса или Пекле для получения стабильных решений дифференциальных уравнений. Однако, в ходе численного решения уравнений данные условия имеют ограничения. В данной работе мы использовали метод сохранения пространственно-временных элементов [3] для преодоления этих ограничений и получения более стабильных решений уравнений массопереноса с диффузией с использованием метода оценки точности обработки экспериментальных данных χ^2 . В докладе будут представлены результаты расчетов и обработки данных.

Литература

1. Andreev, O.I., Rotmanov, K.V., Goncharova, G.V. et al. Radiochemistry, 2022, **64**, 632–640.
2. Devaraja, H.M., Yeregin, A.V., Heinz, S. et al. Phys. Part. Nuclei Lett. 2022, **19**, 693–716.
3. Chang S.C., J. Comput. Phys. 1995, **119**, 295–324.

МОДИФИКАЦИЯ ГИДРОФОБНЫМИ ДОБАВКАМИ ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМ НА ОСНОВЕ N,O-ДОНОРНЫХ ЛИГАНДОВ ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ И РАЗДЕЛЕНИЯ Am(III), Cm(III) И Ln(III)

**Герасимов М.А.^а, Койфман М.И.^а, Ланин Л.О.^а, Калле П.^б, Яренков Н.Р.^а,
Евсюнина М.В.^а, Борисова Н.Е.^а, Матвеев П.И.^а**

*^aМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
химический факультет, Москва, Россия*

⁶Институт общей и неорганической химии имени Н. С. Курнакова РАН, Москва, Россия

Разделение Am(III), Cm(III) и лантаноидов(III) – важный шаг для реализации концепции фракционирования и трансмутации высокоактивных отходов. Однако, данные элементы обладают близкими физико-химическими свойствами, что затрудняет разделение. Жидкостная экстракция – наиболее подходящий метод для решения данной задачи, но для его использования необходима разработка экстракционных систем с селективными экстрагентами.

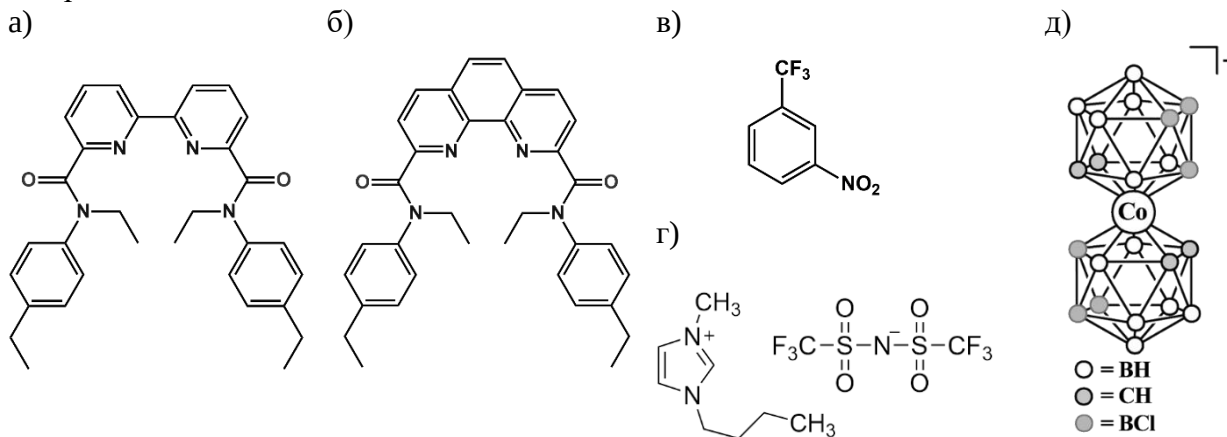


Рисунок 1. а) N,N'-диэтил-N,N'-бис(4-этилфенил)-диамид 2,2'-дипиридил-6,6'-дикарбоновой кислоты – **BiPy-PhEt**; б) N,N'-диэтил-N,N'-бис(4-этилфенил)-диамид 1,10-фенантролин-2,9-дикарбоновой кислоты – **Phen-PhEt**; в) *м*-нитробензотрифторид – **Ф-3**; г) 1-бутил-3-метилимидазол бис(триформетилсульфонил)имид – **C4mimNTf2**; д) хлорированный дикарболлид кобальта $[\text{Co}(\text{C}_2\text{B}_9\text{H}_8\text{Cl}_3)_2]^-$ – **ХДК⁻**

В данной работе были изучены возможности модификации экстракционных систем для разделения f -элементов путем добавления гидрофобных анионов в органическую фазу, состоящую из лиганда (рис. 1. а, б) и растворителя **Ф-3** (рис. 1. в). В качестве таких анионов использовались бис(трифторметилсульфонил)имид (**NTf₂⁻**) (рис. 1. г) и хлорированный дикарболлид кобальта (**ХДК⁻**) (рис. 1. д). Особое внимание было уделено установлению механизма комплексообразования и форм нахождения минорных актиноидов и лантаноидов в исследуемых системах.

Литература

1. Gerasimov M.A., Pozdeev A.S., Evsiunina M.V., Kalle P., Yarenkov N.R., Borisova N.E., Matveev P.I. *Inorganic Chemistry*, 2024, **63**, 2109–2121
2. Gerasimov M.A., Koifman M.I., Lanin L.O., Prizhilevskaya V.R., Kalle P., Yarenkov N.R., Zhuravleva V.A., Konopkina E.A., Gopin A.V., Evsiunina M.V., Borisova N.E., Matveev P.I. *Dalton Transaction*, 2025

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РФФИ № 25-73-10042.

МИКРОФЛЮИДНЫЕ МЕТОДЫ В РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ПРАКТИКЕ

**Гопин А.В., Конопкина Е.А., Черных И.Н.,
Павлова Е.А., Кузнецова Д.В., Матвеев П.И.**

*Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова»,
Химический факультет
119991, Российская Федерация, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 3
e-mail: alexgopin@gmail.com*

Понятие микрофлюидика объединяет как область науки, изучающей поведение жидкостей в каналах микрометрового размера, так и технологические подходы к изготовлению устройств, содержащих подобные каналы со специальной пространственной организацией, которая обеспечивает различные режимы течения и взаимодействия потоков жидкостей. Размер каналов в данных устройствах может варьироваться в достаточно широких пределах – от единиц до сотен микрометров. Они объединяются в едином микрофлюидном чипе, который может быть изготовлен для решения конкретной задачи. Однако существует сложность их создания, связанная с необходимостью использования высокоточных технологий производства. Эта сложность может быть частично преодолена с помощью аддитивных технологий и «мягкой» литографии.

Из основных преимуществ микрофлюидики можно выделить использование очень малых объемов жидкостей, что критически важно в лабораторной практике радиохимии. С одной стороны, это связано с минимизацией дозовой нагрузки на персонал и сокращением количества образующихся радиоактивных отходов. С другой стороны, с уменьшением необходимого количества реагентов для тестовых экспериментов.

Эти факторы и возможность создания контролируемой границы раздела фаз делают привлекательным использование данного подхода для определения кинетических параметров экстракции при разделении различных радиоактивных элементов. В данном случае органическая и водная фазы подаются в специальный микрофлюидный экстрактор, в котором реализуется высокая эффективность массопереноса. Скорость подачи каждой фазы независимо контролируется с помощью шприцевых насосов. Совокупность контролируемых параметров установки позволяет определить константы межфазного массопереноса, которые важно учитывать при проектировании экстракторов различного назначения.

Помимо этого, микрофлюидные установки могут использоваться в качестве капельного генератора и при этом позволяют контролировать размер образующихся капель. В данном случае каждая капля может выступать в качестве отдельного микрореактора, что дает возможность синтеза, в частности, полимерных частиц с узким распределением по размеру.

В докладе будут продемонстрированы возможности микрофлюидики в изучении экстракционных процессов и в синтезе микрочастиц полимеров. В частности, на примере наших работ, где данный подход был использован для определения кинетических параметров экстракционных систем для разделения f -элементов и синтеза альгинатных микросфер, которые могут быть использованы в качестве носителя радионуклида в ядерной медицине, в частности, в методе радиоэмболизации.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФ, проект 23-73-30006.

ВЫДЕЛЕНИЕ АМЕРИЦИЯ ИЗ ОТХОДОВ УЧАСТКА РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ОЧИСТКИ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ

Гусев Н.В., Дьяченко А.С., Мищенко В.С.

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

На ФГУП «ГХК» накоплено значительное количество америцийсодержащих нецелевых растворов, образующихся при производстве смешанного уран-плутониевого топлива, в частности при проведении очистки хранившегося диоксида плутония.

Америций не только целесообразно выделять из отходов радиохимической очистки диоксида плутония, но и концентрировать в отдельный технологический поток с последующим получением образцов, пригодных для длительного безопасного хранения или использования в промышленности. Такой подход не только позволяет снизить класс отходов, образующихся при производстве смешанного уран-плутониевого топлива, при передаче на объекты по обращению с РАО, но и создать резерв для будущих технологий, например, вовлечение америция в рамках реализации продуктового направления «Сбалансированный ЯТЦ» или другие отрасли народного хозяйства.

Целью работы являлось выделение америция из отходов участка радиохимической очистки диоксида плутония с дальнейшим получением продукта диоксида америция с содержанием плутония менее 1 %.

Для решения поставленной задачи использовали следующие способы: сорбционный, экстракционный, осадительный и их комбинация. Итогом каждого способа являлось получение осадка оксалата америция, который подвергали термической обработке до диоксида америция. Внешний вид оксалата и диоксида америция представлены на рисунке 1 и 2 соответственно.



Рисунок 1. Внешний вид оксалата америция

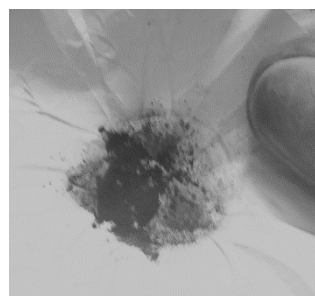


Рисунок 2. Внешний вид диоксида америция

В результате получены образцы диоксида америция с содержанием основного компонента более 80% и плутония менее 1% в каждом. В образце от осадительного способа сумма примесей примерно в 2 раз выше чем в сорбционном и экстракционном. Разработанные и проверенные схемы предложены для опытно-промышленной проверки.

ВЫДЕЛЕНИЕ U(VI), Th(IV) И Pu(IV) ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ СИСТЕМАМИ НА ОСНОВЕ N,O-ДОНОРНЫХ ЭКСТРАГЕНТОВ

Гуторова С.В., Матвеев П.И.

*Московский Государственный Университет им. М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы, д. 1с3
e-mail: svetlana.gutorova@chemistry.msu.ru*

Важной задачей атомной энергетики является обращение с отработанным ядерным топливом (ОЯТ). В рамках замкнутого ядерно-топливного цикла (ЯТЦ) ОЯТ перерабатывают для извлечения урана и плутония и других радиотоксичных трансурановых элементов и возвращения их обратно в ЯТЦ. Для этих целей используются методы жидкостной экстракции. Полидентантные N,O-донорные лиганды являются перспективными экстрагентами для извлечения актинидов из ОЯТ (Рисунок 1). В литературе присутствуют работы, исследующие экстракцию урана(VI) диамидами фенантролин дикарбоновой кислоты в условиях избытка металла над лигандом. Однако состав и структура комплексов при экстракции из высококонцентрированных промышленных растворов ($>0,1$ моль $\cdot$ л $^{-1}$) в избытке уранила над лигандом слабо изучены. В связи с этим целью данной работы является установление экстракционных характеристик систем на основе полидентантных N,O-донорных лигандов на основе фенантролина и пиридина при экстракции макроколичеств урана(VI), и актинидов (IV), на примере Pu (IV) и его аналога Th (IV).



Рисунок 1. Структурные формулы изучаемых в работе лигандов на основе фенантролина (L1, L2) и пиридина (L3).

С использованием спектроскопии поглощения в УФ- и видимом диапазонах, EXAFS и Рамановской спектроскопии показано, что в условиях избытка металла над лигандом в полярных растворителях экстракция уранил-катиона объёмными тетрадентантными лигандами на основе фенантролина происходит по новому механизму, который является комбинацией сольватного и анионообменного механизмов с образованием комплексов U:L=2:1 со структурой тесно связанной ионной пары $\{[UO_2L(NO_3)]^+[UO_2(NO_3)_3]^{-}\}$. Образование таких комплексов подтверждено как в растворе, так и в твердой фазе, с помощью рентгеноструктурного анализа (РСА) на примере 1,10-фенантролин дикарбоновых кислот. Кроме того, исследована экстракция тория(IV) и плутония(IV) в присутствии макроколичеств урана(VI). Подобраны условия разделения урана(VI) и плутония(IV) в таких системах.

В случае экстракции тридентантными лигандами на основе пиридина показано, что образуются комплексы с соотношением уран:лиганд 1:1,5. Совокупностью спектроскопических методов показано образование смеси комплексов $[2L3UO_2](NO_3)_2$ и $[2L3UO_2][UO_2(NO_3)_3](NO_3)$ в органическом растворе.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РНФ грант No25-73-10042.

ПРИМЕНЕНИЕ ВОДОРАСТВОРИМЫХ ЛИГАНДОВ DAPhen ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ СЕЛЕКТИВНОСТИ ПРИ РАЗДЕЛЕНИИ AM(III)/Ln(III) В ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМЕ С ТОФО

Домников К.С., Евсюнина М.В., Матвеев П.И.

*Кафедра радиохимии химического факультета МГУ имени М. В. Ломоносова,
119234, Москва, Ленинские горы 1 строение 10.
e-mail: kdsomnikov@outlook.com*

Разделение Am(III) и Ln(III) является одной из ключевых задач при переработке отработавшего ядерного топлива и высокоактивных отходов в рамках концепции замкнутого ядерного топливного цикла, особенно в контексте минимизации долгоживущих радиоактивных отходов. В данной работе исследовалась возможность экстракционного разделения Am(III) и Ln(III) с использованием фосфорорганического экстрагента — триоктилфосфиноксида (ТОФО) — и водорастворимого комплексона DAPhen селективного к Am(III).

Экстракция пары Am/Eu с использованием ТОФО, растворённого в двух различных растворителях: F-3 *мета*-нитробензотрифторид и *н*-октане. Несмотря на более высокую полярность F-3, коэффициенты распределения D для всех металлов оказались выше в системе с менее полярным *н*-октаном. Лучшее комплексообразование Ln(III) с ТОФО было подтверждено альтернативными методами: ЯМР спектроскопией на ядре ^{31}P и квантовохимическими расчетами комплексообразования в полярном и неполярном растворителях. Однако в обеих системах селективность по отношению к Am(III) оказалась невысокой, что делает разделение нецелесообразным без повышения селективности.

Одним из эффективных и применяемых методов повышения селективности к компонентам раствора является введение в водную фазу водорастворимого комплексона, связывание с которым конкурирует с экстракцией в органическую фазу при экстракции. В данной работе в водную фазу был добавлен водорастворимый фенантролин-диамид, обладающий селективностью к америцию(III). Было установлено, что его присутствие приводит к значительному снижению коэффициента распределения Am(III), свидетельствуя о его удержании в водной фазе, тогда как лантаноиды преимущественно экстрагируются в органическую фазу. Это позволило достичь фактора селективности $SF(\text{Eu}/\text{Am}) = 25,9$ для ТОФО в F-3 и $SF(\text{Eu}/\text{Am}) = 14,4$ для ТОФО в керосине.

Для исследования комплексообразования DAPhen с Ln было проведено спектрофотометрическое титрование в ацетонитриле и потенциометрическое титрование в водном растворе с Eu. Полученные данные свидетельствуют о присутствии в растворе формы комплекса стехиометрия которого соответствует соотношению DAPhen : Eu = 2 : 1. Кроме того был выращен кристалл с La(III) исследование структуры которого с использованием РСА показал, что в твердом комплексе стехиометрическое соотношение DAPhen : Eu = 1 : 1.

УНДЕКАНОН-2 В КАЧЕСТВЕ ПЕРСПЕКТИВНОГО РАЗБАВИТЕЛЯ ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

**Казанина Д.А.,^а Бабаин В.А.,^а Аляпышев М.Ю.,^б Ерохин И.А.,^а Кенф Е.В.,^а
Полукеев В.А.,^в Логунов М.В.^г**

^аАО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»,
194021, Санкт-Петербург, 2-ой Мушинский проспект, 28

^бАО «Полиметалл инжиниринг»,
198216, Санкт-Петербург, проспект Народного Ополчения, 2
^вООО «Вектон», 192019, Санкт-Петербург, улица 2-ой Луч, 9

^гФГУП «ПО «Маяк», 456784, Озерск, проспект Ленина, 31
e-mail: Kazanina@khlopin.ru

Современная переработка облученного ядерного топлива (ОЯТ) основана на ПУРЕКС-процессе, который предусматривает выделение урана и плутония. При этом образуются большие объемы жидких высокоактивных отходов (ВАО), содержащих продукты деления и минорные актиниды (МА). ВАО остекловывают и отправляют на длительное контролируемое хранение, затрачивая при этом огромные ресурсные и денежные затраты. Наиболее перспективным решением проблемы отходов является технология Р&Т (фракционирования и трансмутации), которая основана на выделении МА и цезия-стронция в отдельные фракции, при этом желательно отделить америций от сопутствующих редкоземельных элементов и кюрия. Жидкостная экстракция является наиболее перспективным методом для решения этой задачи, при этом привлекательной идеей является использование одного и того же разбавителя на всех стадиях переработки ОЯТ. Ундеканон-2 (У-2) относится к классу кетонов и имеет высокую температуру вспышки (89 °С), удовлетворительные значения плотности (0.825 г/мл) и вязкости (2 мПа·с), малорастворим в воде (18 мг/л), а также коммерчески доступен. Все это делает привлекательным его применение в жидкостной экстракции при переработке ОЯТ.

В этом исследовании были изучены экстракционные свойства различных классов экстрагентов в новом разбавителе ундеканоне-2 – трибутилфосфата (ТБФ), карбамоилфосфиноксидов (КМФО), диамидов дигликолевой кислоты (ДГА), краун-эфиров (КЭ) и каликсарен-краун-эфиров (ККЭ). Коэффициенты распределения U(VI), Th(IV) и Pu(IV) при их экстракции из 3М HNO₃ системой 30% ТБФ в У-2 составляют 12.9, 1.1 и 7.1 соответственно. При этом удается насытить органическую фазу до 62 г/л по Th(IV) без образования третьей фазы или осадков, что дает преимущество применения У-2 перед использованием углеводородных разбавителей [1]. КМФО и ДГА являются перспективными неселективными экстрагентами для совместного извлечения лантанидов и актинидов. Известно, что при возможном наличии урана в рафинате ОЯТ, тот образует с КМФО нерастворимые сольваты, которые приводят к образованию третьей фазы и осадка [2]. С применением У-2 удается насытить органическую фазу до 12.3 г/л по U(VI) без образования осадка/третьей фазы. Для ДГА в У-2 также не происходит образования третьей фазы при высокой концентрации извлекаемого металла, при этом как лантаниды, так и америций хорошо экстрагируются. Эффективность экстракции Cs и Sr КЭ и ККЭ в У-2 не уступает их экстракционным способностям в n-октаноле, при этом У-2 менее растворим в воде и более химически устойчив. Все вышеперечисленное делает привлекательным применение ундеканона-2 в качестве единого разбавителя на всех стадиях переработки ОЯТ.

Литература

1. Durain J., Bourgeois D., Bertrand M., Meyer D. *Solv. Extr. Ion Exch.*, 2019, **37**, 328.
2. Tkachenko L. I., Vidanov V. L., & Shadrin, A. Y. *Radiochemistry*, 2024, **66**, 178.

DE-NOVO ДИЗАЙН КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЕЙ ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Карпов К.В., Пикулин И.С., Митрофанов А.А.

*Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова, Химический факультет,
119234, Москва, Ленинские горы 1,
e-mail: karpov@radio.chem.msu.ru*

Экстракционное разделение – один из основных методов переработки отработавшего ядерного топлива. Важную роль в этом процессе играют малые органические молекулы - комплексообразователи, которые позволяют разделять высокоактивные отходы на отдельные фракции. При их разработке необходимо учитывать не только селективность, но и радиационную стойкость, растворимость в целевом растворителе, синтетическую доступность, а также возможность последующей рекстракции.

Машинное обучение становится мощным инструментом в дизайне новых химических соединений, особенно в области de novo дизайна, где искусственный интеллект используется для автоматической генерации молекул с заданными свойствами. В данной работе мы указали на недостатки используемых в настоящее время концепций, а также разработали гибридную систему для дизайна потенциальных комплексообразователей, сочетающую графовую модель машинного обучения, адаптированную для работы с малыми данными, и эволюционный алгоритм для подбора оптимальной структуры молекулы [1, 2, 3].

Предлагаемый подход позволяет не только предсказывать константы устойчивости комплексов лантанидов и актинидов, но и генерировать новые малые органические молекулы, потенциально пригодные для экстракционного разделения. Данная система, а также сервис на ее основе может помочь в поиске эффективных комплексообразователей с заданными свойствами.

Литература

1. Mitrofanov, A. A., Matveev, P. I., Yakubova, K. v., Korotcov, A., Sattarov, B., Tkachenko, V., & Kalmykov, S. N. (2021). Deep Learning Insights into Lanthanides Complexation Chemistry. *Molecules* 2021, Vol. 26, Page 3237, 26(11), 3237.
2. Karpov, K., Mitrofanov, A., Korolev, V., & Tkachenko, V. (2021). Size Doesn't Matter: Predicting Physico or Biochemical Properties Based on Dozens of Molecules. *Journal of Physical Chemistry Letters*, 12(38), 9213–9219.
3. Karpov, K. V.; Mitrofanov, A. A.; Kalmykov, S. N. On F-Element Extractant Design Using HSAB Theory. *Inorg. Chem.* 2025, 64 (24), 11925–11930.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 23-73-30006, <https://rscf.ru/project/23-73-30006/>.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МИКРОФЛЮИДНОЙ УСТАНОВКИ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ КИНЕТИКИ ЖИДКОСТНОЙ ЭКСТРАКЦИИ Am(III)/Eu(III)

Конопкина Е.А., Гопин А.В., Павлова Е.А., Матвеев П.И.

Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова»
119991, Российская Федерация, Москва, Ленинские горы, д. 1,
e-mail: konopkina.kate@gmail.com

Обращение с высокоактивными отходами (ВАО) одна из важных проблем ядерного топливного цикла. Для упрощения обращения с компонентами ВАО на сегодняшний день принята концепция фракционирования, а именно разделения компонентов в зависимости от их ядерно-физических и химических свойств. Одним из подходов, обеспечивающих разделение катионов со схожими химическими свойствами, является жидкостная экстракция. Для характеристики процесса жидкостной экстракции необходимо определять как равновесные (коэффициенты распределения и разделения), так и кинетические параметры системы (константы массопереноса). Определение кинетических параметров особенно актуально для экстракционных процессов, использующих центробежные экстракторы. Эти установки характеризуются относительно коротким временем контакта фаз и, как следствие, для их эффективного применения необходимо выбирать экстракционные системы с высокими скоростями массообмена.

Определение кинетических параметров экстракционных систем возможно только в установках, в которых обеспечивается постоянная и известная граница раздела фаз. Этот подход позволяет выбирать математическую модель для описания процесса массопереноса в кинетическом или диффузионном режиме. В представленной работе постоянная и известная граница раздела фаз обеспечивалась за счет использования микрофлюидной установки. В частности, был разработан подходящий капельный генератор для системы, в которой поддерживался бы кинетический режим экстракции.

В ходе работы были определены значения констант массопереноса и кажущиеся константы скорости для экстракционных систем, содержащих пару Am(III)/Eu(III) и N-,O-донорные экстрагенты, обеспечивающие их эффективное разделение. Была установлена закономерность между структурой и кинетическими свойствами экстрагентов с фенантролиновым и бипиридилным ядром, определено влияние фонового электролита на скорость протекания экстракции в системах с бипиридилным экстрагентом и определена лимитирующая стадия процесса (Рисунок 1).

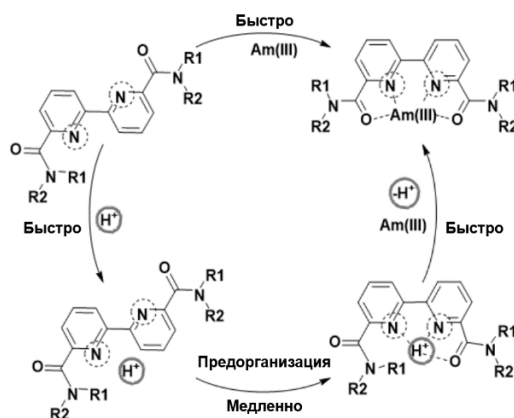


Рисунок 1. Предполагаемая кинетическая схема экстракции бипиридилным экстрагентом

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ, проект 25-73-10042.

ОВР-ПРЕВРАЩЕНИЯ НЕПТУНИЯ В ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМЕ НА ОСНОВЕ
ДИАМИДА БИПИРИДИН-ДИКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ

**Крот А.Д.,^{а,б} Борисова Н.Е.,^а Новичков Д.Н.,^а Тригуб А.Л.,^в Федосеев А.М.,^б
Сиволап А.А.,^б Григорьев М.С.,^б Калле П.,^г Петров В.Г.,^а
Калмыков С.Н.,^а Матвеев П.И.^а**

^аМГУ им. М.В. Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы 1, с. 3

^бФедеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт физической химии
и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук,
119071, г. Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4

^вНИЦ «Курчатовский институт», 123098, Москва, пл. Ак. Курчатова 1

^гФедеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт общей и
неорганической химии им. Н.С. Курнакова Российской академии наук,
119071, г. Москва, Ленинский проспект, д. 31
e-mail: anna.d.krot@gmail.com

Атомная энергетика обладает наибольшим потенциалом в контексте решения глобальных задач по переходу к высокоэффективным, ресурсосберегающим и низкоуглеродным способам генерации энергии. В связи с этим, актуальной научно-технологической задачей является разработка технологий по обеспечению безопасности захоронения высокоактивных отходов (ВАО): минимизации их объема, тепловыделения и дозовой нагрузки. Нептуний-237 – долгоживущий минорный актинид и альфа-излучатель, составляющий значительный вклад в дозовую нагрузку ВАО. Уникальность и разнообразие химических свойств нептуния создают значительные трудности при осуществлении контроля за его распространением по технологическим схемам в процессах переработки отработавшего ядерного топлива.

Перспективными системами для выделения минорных актинидов из растворов ВАО являются экстракционные системы на основе N,O-донорных полидентатных лигандов в полярных растворителях [1]. Комбинация жестких и мягких координационных центров и подходящего размера полости позволяют эффективно связывать катионы 4f- и 5f-элементов. Вместе с этим, такие экстрагенты обладают высокой устойчивостью к агрессивным средам: концентрированной азотной кислоте, и радиолизу. Механизмы экстракции нептуния в таких системах, однако, не исследованы.

Целью данной работы являлось установление механизмов экстракции нептуния(V) и (VI) из азотнокислых растворов лигандом на основе диамида бипиридин-дикарбоневой кислоты в полярном растворителе. Окислительно-восстановительные превращения и координация нептуния в органических растворах была исследована с применением высокоуровневых спектроскопических (¹H-ЯМР, XANES, EXAFS) и расчетных методов в комбинации с классическими радиохимическими и инструментальными методами анализа.

Результатом работы является установленный механизм экстракции нептуния(V) и (VI) исследуемым лигандом (L) из азотнокислых растворов. Нептуний(V) экстрагируется в виде комплекса $\text{LNp}^{\text{V}}\text{O}_2\text{NO}_3$, который затем окисляется в органической фазе с образованием комплекса $[\text{LNp}^{\text{VI}}\text{O}_2\text{NO}_3]\text{NO}_3$. Нептуний(VI) экстрагируется в виде ионных пар состава $[\text{LNp}^{\text{VI}}\text{O}_2\text{NO}_3][\text{Np}^{\text{VI}}\text{O}_2(\text{NO}_3)_3]$ или $[\text{LNp}^{\text{VI}}\text{O}_2\text{NO}_3]_2[\text{Np}^{\text{VI}}\text{O}_2(\text{NO}_3)_4]$.

Литература

1. Meng R., Xu L., Yang X., Sun M., Xu C., Borisova N.E., Zhang X., Lei L., Xiao C. *Inorganic Chemistry*, 2021, **60**, 8754–8764.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФ, проект 23-73-30006.

СОРБЕНТ ДЛЯ ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОГО РАЗДЕЛЕНИЯ ЛАНТАНИДОВ НА ОСНОВЕ СМОЛЫ PREFILTER, ИМПРЕГНИРОВАННОЙ МОНО-2-ЭТИЛГЕКСИЛОВЫМ ЭФИРОМ 2-ЭТИЛГЕКСИЛФОСФОНОВОЙ КИСЛОТЫ

Кузнецов Р.А., Бобровская К.С., Лисова М.Н., Фомин А.Н.

*Научно-исследовательский технологический институт им. С.П. Капицы УлГУ, 432017,
Ульяновск, Университетская набережная, 1, корп.6,
e-mail: rostislavkuznetsov@yandex.ru*

На примере разделения Yb и Lu изучены характеристики экстракционно-хроматографического сорбента для разделения лантанидов, изготовленного импрегнированием смолы Prefilter моно-2-этилгексировым эфиром 2-этилгексилфосфоновой кислоты. Экспериментально измеренные зависимости коэффициентов распределения иттербия и лютеция от кислотности водной фазы при сорбции в статических условиях на сорбенте НЕН[ЕНР]-Prefilter соответствуют общепринятой модели экстракции лантанидов кислотными фосфорорганическими соединениями и практически идентичны зависимостям для сорбента LN2 (EiChrom, USA), изготовленном на основе носителя Amberchrom CG71.

Изучено влияние на свойства сорбента содержание в нем экстрагента, для чего были синтезированы образцы с 20, 30, 40, 50 % (масс.) экстрагента. Показано, что для рутинных применений оптимальной является 40%-ная загрузка сорбента. Увеличение доли экстрагента до 50% заметно увеличивает эффективность разделения, но приводит к кратному увеличению объемов элюирования разделяемых элементов.

Эффективность хроматографического разделения Yb и Lu с использованием предложенной смолы зависит от факторов, определяющих кинетику межфазного перехода «элюент-сорбент» и влияющих на параметр ВЭТТ. Наиболее значимым фактором является скорость элюирования. В меньшей степени оказывают влияние размер частиц сорбента и температура процесса. Модельные эксперименты по разделению равных количеств Lu и Yb (по 0.5 мг) с использованием колонки диаметром 10 мм и высотой слоя сорбента 100 мм, показали, что наиболее полное разделение Yb и Lu обеспечивается в колонке с размером частиц 50-100 мкм при скорости элюирования 1 мл/мин и температуре 50°C. В этом случае выход лютеция во фракцию, содержащую менее 0.1 мкг иттербия, превышает 85%. Остаток лютеция (~15%) содержит менее 15% начального количества иттербия и может быть направлен для второго цикла очистки, что позволит суммарно выделить в чистом виде около 98% лютеция.

Экспериментально показано, что предложенный носитель более прочно удерживает экстрагент, в силу чего элюат существенно меньше загрязняется органической фазой, чем при использовании сорбента LN2. Это важно при использовании сорбента в комплексных схемах переработки, включающих, например, концентрирование лантанидов на смоле, содержащей дигликольамиды.

Учитывая близость свойств носителей Prefilter и Amberchrom CG71, можно утверждать, что закономерности разделения Yb и Lu, полученные в настоящей работе, могут быть распространены на сорбент LN2. Это актуально для оптимизации условий применения сорбента в технологиях производства радионуклидов РЗЭ. Рассмотренная система может быть рекомендована в качестве способа финальной очистки ^{177}Lu после отделения макроколичеств иттербия, например, экстракцией или дистилляцией

ИЗУЧЕНИЕ СОРБЦИИ F-ЭЛЕМЕНТОВ НА СОРБЦИОННЫХ МАТЕРИАЛАХ НА ОСНОВЕ ПОЛИМЕРНОЙ МАТРИЦЫ

**Лопатин Д.А., Домников К.С., Герасимов М.А., Гопин А.В.,
Матвеев П.И., Борисова Н.Е.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
химический факультет, 119991, Москва, ул. Колмогорова 1
e-mail: mailtolopatin@gmail.com*

Сорбенты находят широкое применение в различных областях радиохимии – переработке отработанного ядерного топлива, ядерной медицине, радиационного мониторинга и тд. Ввиду того, что применение сорбентов осуществляется в довольно жестких условиях, основное требование уделяется матрице, так как ее разрушение приведет к потере эффективности используемого материала. Использование полимерной основы позволяет добиться высокой химической устойчивости к применяемым средам, тонкой настройки морфологии поверхности и простоте получения требуемых сорбентов.

Сорбционные материалы на основе полимерных матриц получают в основном методом пропитки экстрагентом, который объединяет в себе простоту введения комплексообразующих агентов, а также возможность контроля емкостных характеристик используемого сорбента. Наиболее распространенными полимерными основами для пропитки являются сополимеры стирола с дивинил бензолом и сополимеры акрилатов (рис. 1). К наиболее исследованным, коммерчески доступным сорбентам для разделения f-элементов, можно отнести DGA-resin[1] и AXIONIT MND 40T[2] с 40% содержанием экстрагента ТОДГА.

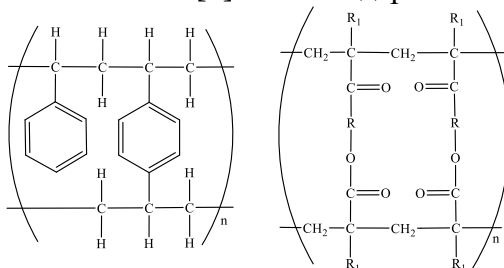


Рисунок 1. Полимерные матрицы на основе СТ-ДВБ/акрилатов

Для решения проблем связанных с доступностью представленных сорбентов, а также для получения более эффективных материалов, нами была разработана новая полимерная матрица для получения сорбционных материалов. Матрица основана на акрилатном сополимере, при этом была отработана методика получения полимера в реакторе объемом 3 литра, с возможностью изменения размеров получаемых полимерных шариков. Полученная матрица была пропитана различными экстрагентами и были проведены исследования сорбционных характеристик в статических и динамических режимах работы.

Литература

1. Horwitz E.P., McAlister D.R., Bond A.H., Barrans R.E. Novel Extraction of Chromatographic Resins Based on Tetraalkyldiglycolamides: Characterization and Potential Applications // Solvent Extraction and Ion Exchange. — 2005. — Vol. 23. — Novel Extraction of Chromatographic Resins Based on Tetraalkyldiglycolamides. — No. 3. — P. 319-344.
2. Milyutin V.V., Gelis V.M., Nekrasova N.A., Firsova L.A., Kharitonov O.V., Baulin V.E. Sorption of REE(III), Th(IV), and U(VI) ions from nitric acid solutions with sorbents based on tetraoctyldiglycolamide // Radiochemistry. — 2015. — Vol. 57. — No. 5. — P. 513-517.

Работа выполнена при поддержке соглашения №020-15-2025-009 Центр инженерных разработок передовых химических технологий МГУ имени М.В.Ломоносова.

**РАЗДЕЛЕНИЕ РЗЭ МЕТОДОМ ВЫСОКОЭФФЕКТИВНОЙ
КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЬНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ****Нестеренко П.Н.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет,
119991, Москва, Ленинские горы, 1/3,
e-mail: p.nesterenko@phys.chem.msu.ru*

Разделение РЗЭ представляет сложную, но исключительно важную задачу. Жидкостная хроматография является одним из наиболее эффективных и распространенных методов разделения РЗЭ. Традиционно, для этой цели используют ионообменную хроматографию с комплексообразующими элюентами. Альтернативой является высокоэффективная комплексообразовательная хроматография (ВЭКХ) [1]. Особенностью комплексообразующих сорбентов является возможность селективного разделения РЗЭ в изократических условиях, что упрощает аппаратное оформление метода. Кроме того, хроматографическое удерживание и селективность разделения в ВЭКХ определяется априори через известные константы устойчивости соответствующих комплексов металлов. Одним из наиболее успешных сорбентов является силикагель с привитыми группами 2-гидроксиэтил-иминодиуксусной кислоты (ГЭИДК), позволяющий проводить разделение 14 лантаноидов и Y за 35 минут (рис. 1). В докладе рассмотрены основные принципы ВЭКХ и закономерности удерживания лантаноидов на хроматографической колонке, заполненной силикагелем с привитыми группами ГЭИДК, в зависимости от кислотности, ионной силы и температуры.

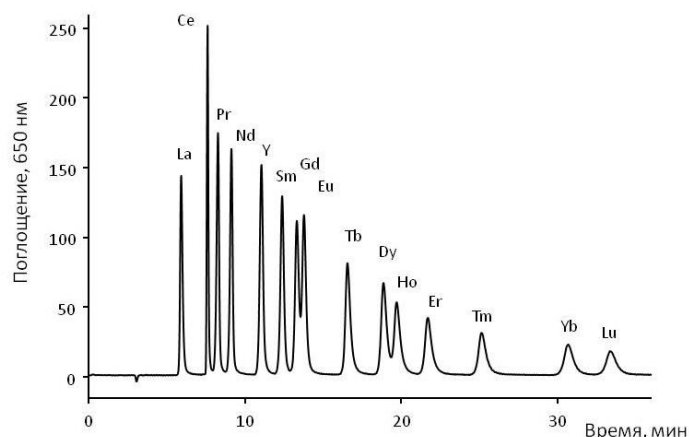


Рисунок 1. Изократическое разделение лантаноидов и Y на сорбенте с группами ГЭИДК [2].

Литература

1. Нестеренко П.Н., Джонс Ф., Полл Б. Высокоэффективная комплексообразовательная хроматография металлов. — М.: Техносфера, 2013. — 312с.
2. Nesterenko P.N., Jones P. J. *Sep. Sci.*, 2007, **30**, 1773.

ОКСИД-ГРАФЕНОВЫЕ КОМПОЗИТЫ: СТАТИКА И МЕХАНИЗМ СОРБЦИИ КАТИОНОВ И АНИОНОВ d-f-ЭЛЕМЕНТОВ ИЗ УЛЬТРАЗВУКОВЫХ РАСТВОРОВ

Поляков Е.В., Красильников В.Н., Волков И.В., Иошин А.А.

*Институт химии твёрдого тела Уральское отделение Российской Академии Наук,
620070, Екатеринбург, ул. Первомайская 91,
e-mail: polyakov@ihim.uran.ru*

Доклад посвящён результатам исследования функциональных свойств новых оксид-графеновых композитов, условия синтеза которых придают им свойства, значительно превосходящие свойства составляющих их компонентов [1, 2]. В докладе обсуждаются особенности синтеза оксид-графеновых композитов на примере составов $\text{Al}_2\text{O}_3\|\text{C}$ и $\text{TiO}_2\|\text{C}$, приводящие к получению сорбентов с однородным типом частиц, функциональной морфологией (см. Рисунок) и свойствами амфолитов. На основе результатов исследования механизма сорбции катионов La(III) , Ce(III) , U(VI) , оксо-анионов Cr(VI) , Mo(VI) , W(VI) , Se(IV) композитами, обсуждаются возможности создания сорбционных материалов, обладающих признаками универсальности в реализации предельно высоких K_d ($>10^6$ мл/г) как для катионов, так и для анионов за счёт регулирования состава раствора.

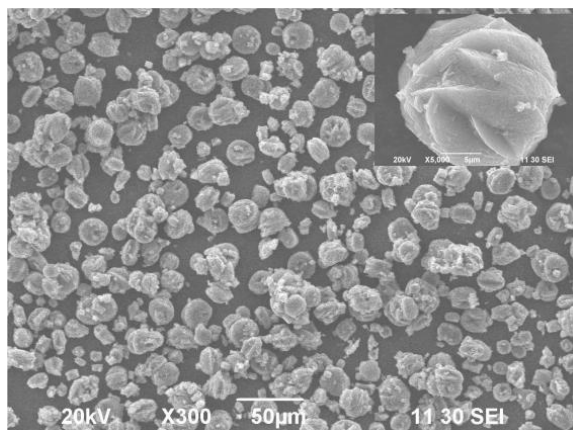


Рисунок. Пример микрочастиц композита $\text{TiO}_2\|\text{C}$, имеющих форму насадок в процессах абсорбции и ректификации.

Литература

1. Polyakov, E.V., Volkov, I.V., Krasil'nikov, V.N. Radiochemistry, 2023,65,68.
2. Polyakov, E.V., Krasilnikov, V.N., Volkov, I.V. et al. Radiochemistry, 2024,66,669

Работа выполнена по госбюджетной теме № 124020600007-8.

О ВОЗМОЖНОСТИ ПОПУТНОЙ НАРАБОТКИ АКТИВИЯ-227 ИЗ РАСТВОРОВ ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА

**Семенищев В.С., Кириллов Е.В., Кириллов С.В., Буньков Г.М.,
Боталов М.С., Таукин А.О., Рычков В.Н.**

*Уральский федеральный университет им. первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, д. 19,
e-mail: vovius82@mail.ru*

Препарат Хоfigo (радия-223 дихлорид) – альфа-излучатель для терапии онкозаболеваний, одобренный к применению в России. Его производят из генераторов на основе материнского Ас-227. В настоящее время Ас-227 нарабатывают из Ra-226, облученного в ядерном реакторе, однако мировые запасы выделенного радия ограничены. Альтернативным вариантом является выделение природного Ас-227 из урансодержащих руд.

В докладе представлены результаты опытно-промышленных испытаний по попутному получению ценных продуктов из растворов подземного выщелачивания (ПВ) урана. Было показано, что сорбционным методом удастся извлекать сумму РЗЭ из отработанных растворов ПВ урана после анионообменного извлечения урана из растворов. При этом после первичной очистки получают коллективные концентраты РЗЭ с удельной активностью Ас-227 порядка сотен кБк/кг. Таким образом, с одной стороны, требуется очистка первично получаемых концентратов от природных радионуклидов. С другой стороны, это обстоятельство открывает возможность попутной наработки ценного Ас-227.

Была разработана схема хроматографического разделения с получением индивидуальных РЗЭ и лантан-актиниевого концентрата. Была показана возможность наработки лантан-актиниевого концентрата с удельной активностью Ас-227 до 10^6 Бк на грамм лантана, что потенциально достаточно для создания изотопного генератора Ra-223. Рассчитано, что при полной загрузке производственных мощностей уранодобывающих предприятий возможно ежегодно нарабатывать до 3,5 Ки Ас-227.

КВАНТОВО-ХИМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ МАКРОЦИКЛИЧЕСКИХ ЭКСТРАГЕНТОВ ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ $\text{Cs}^+/\text{Sr}^{2+}$ ИЗ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Собалев С.А., Карпов К.В., Митрофанов А.А.

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы 1,
e-mail: sobalevsa@radio.chem.msu.ru

Актуальность экстракции цезия и стронция из высокоактивных отходов (ВАО) обусловлена их высокой радиотоксичностью, долгим периодом полураспада, необходимостью снижения объема отходов и потенциальной возможностью использования извлеченных радионуклидов в энергетике и медицине [1]. Наиболее перспективным методом выделения является применение макрогетероциклических экстрагентов [2, 3], при этом переход к компьютерному моделированию свойств новых лигандов может значительно ускорить и удешевить разработку эффективных экстрагентов.

В ходе исследования была собрана база данных из 238 и 44 уникальных комплексонов для Sr^{2+} и Cs^+ соответственно; выполнены квантово-химические расчеты термодинамических параметров комплексов Cs^+ и Sr^{2+} , в том числе с макроциклическими экстрагентами. Методом QTAИМ-анализа проведена оценка распределения электронной плотности для определения природы координационных связей.

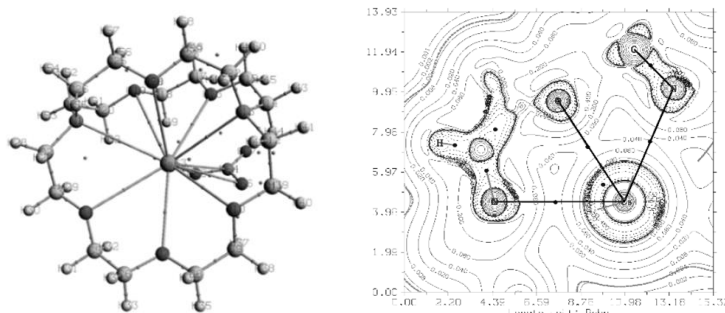


Рисунок 1. Структура комплекса Cs^+ с 4,7,10,16,19,24-гексаокса-1,13-диазабицикло[11.8.5]гексакозаном и карта лапласиана электронной плотности в плоскости координационных связей $\text{N}\dots\text{Cs}^+$ и $\text{O}\dots\text{Cs}^+$.

Результаты исследования показали различия в координационном поведении изучаемых элементов, что свидетельствует о перспективности использования комбинации жестких и мягких донорных центров для селективного извлечения стронция из ВАО. Установлена зависимость типа координации от размерного соответствия между ионом металла и полостью макроцикла, что важно для разработки селективных экстрагентов.

Литература:

1. Bikit K. et al. *Radiat. Phys. Chem.*, 2021, **179**, 109260.
2. Wang J. et al. *J. Nucl. Eng. Technol.*, 2020, **52**(2), 328–336.
3. Sharma J.N. et al. *J. Separ. Purific. Technol.*, 2019, **229**, 115502

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 23-73-30006, <https://rscf.ru/project/23-73-30006/>

ЭКСТРАКЦИЯ АКТИНИДОВ И ЛАНТАНИДОВ АЛКИЛИРОВАННЫМИ ФОСФОРИЛКЕТОНАМИ В АЗОТНОКИСЛЫХ СРЕДАХ

Сафиулина А.М.^{а,б}, Лизунов А.В.^а, Тананаев И.Г.^в

^аАО «ВНИИНМ» им. академика А.А. Бочвара, 123098, Москва, ул. Рогова, 5а,

^бРоссийский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева,
125047, Москва, Миусская пл., 9

^вИнститут химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева
184209, Мурманская область, Академгородок 26А
e-mail: alfiya_safiulina@mail.ru

В работе исследована экстракция актинидов и лантанидов алкилированными фосфорилкетонами, синтезированными по методике¹.

Экстракцию *f*-элементов исследовали из модельных групповых азотнокислых растворов в широком диапазоне концентраций в 0,1 М раствор С6, С8 или С10 в CHCl₃ при соотношении фаз 1:1. Аналитический контроль распределения ионов металлов в фазах при экстракции осуществляли методом МС ИСП на приборе Agilent 7500ce («Agilent Technologies» США) с погрешностью определения 5%. Показана высокая селективность при экстракционном разделении урана(VI), тория(IV) и РЗМ с фактором разделения [для U(VI) и суммы РЗЭ $SF_{[\Sigma \text{РЗЭ}/\text{U}(\text{VI})]} > 4500$, для тория(IV) и суммы РЗЭ $SF_{[\Sigma \text{РЗЭ}/\text{Th}(\text{IV})]} > 5000$]. Показано влияние алкилированной цепочки при атоме фосфора на экстракционную способность актинидов. Экстракционная способность растет в ряду С6<С8<С10. Получены изотермы экстракции урана(VI) и тория(IV) из модельного раствора алкилированными фосфорилкетонами С6, С8 и С10. Достигается концентрирование урана и тория в органической фазе более чем в 5 раз. Исследован механизм комплексообразования при экстракции *f*-элементов соединениями С6, С8 и С10.

Литература

1. Татаринев, Д.А., Миронов В.Ф. и др. Журнал общей химии. 2010. **80**. 1211

Авторы сердечно благодарны Татаринovu Д.А. и чл.-корр. РАН Миронову В.Ф. (Институт органической и физической химии им. А.Е. Арбузова), представившим образцы алкилированные фосфорилкетоны для исследования

Работа выполнена при финансовой поддержке КНП 075-15-2024-534

**ВЫСОКОСЕЛЕКТИВНЫЕ СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ
АМИНОФУРАЗАНКАРБОКСАМИДОКСИМОВ МЕДИ И ВИСМУТА ДЛЯ
ИЗВЛЕЧЕНИЯ РАДИОИЗОТОПОВ ЙОДА ИЗ ЖИДКИХ СРЕД**

Токарь Э.А., Маслов К.В., Мацкевич А.И., Прокудина В.А., Попова А.Н.

*Сахалинский государственный университет, 693000, Южно-Сахалинск,
Коммунистический проспект 33,
e-mail: d.edd@mail.ru*

Долгоживущие изотопы йода, такие как йод-129, попадают в окружающую среду в результате деятельности атомных электростанций, испытаний ядерного оружия и аварийных ситуаций на объектах ядерно-топливного цикла. Благодаря длительному периоду полураспада (15.7 млн лет) и высокой мобильности в природных средах, I-129 может выступать в качестве трассера радиоактивного загрязнения. Анализ его содержания в природных жидких средах позволяет не только оценить текущий уровень загрязнения, но и проследить пути миграции сопутствующих радионуклидов в мировом океане, а также выявить долгосрочные последствия антропогенного воздействия на морские экосистемы и окружающую среду в целом.

В настоящее время наиболее распространённым методом для оценки содержания изотопов йода в гидросфере, является ускорительная масс-спектрометрия. Не смотря на высокую эффективность декретирования (до 10^{-10} атом/л), распространённость и масштабное использование метода значительно ограничивается необходимостью наличия дорогостоящего оборудования, а также сложной пробоподготовкой. По нашему мнению, в условиях агрессивной среды (морская вода) с высоким солесодержанием, большим количеством конкурирующих ионов, нахождением йода в разных ионных формах (йодат, йодит, молекулярный йод), наиболее оптимальным и экономически выгодным методом извлечения, концентрирования изотопа является адсорбционный. Методика использования которого подразумевает селективное связывание йода на органо-неорганическом адсорбенте, с последующим детектированием изотопа на ОЧГ-спектрометре (HPGe)

В данной работе предложен синтез высокоселективных к йоду адсорбентов, путем реакции поликонденсации ацетилацетоната меди и 4-аминофуразан-3-карбоксамидоксима с последующей обработкой муравьиной кислотой. Отдельно, методом сплавления соли висмута с органической составляющей в присутствии борной кислоты, был получен полимерный адсорбент. Полученные материалы представляют собой черные гранулы с высокой механической прочностью и химической устойчивостью в диапазоне pH 2-10.

Исследования методами ИК-спектроскопии, РФА и СЭМ, ЭДС и др. показали, что материалы имеют неравномерную морфологию поверхности, при этом однородный химический и молекулярный состав. В статических условиях сорбции было установлено, что материалы, способны одновременно извлекать йод как со степенью окисления -1, так и +5, что вероятно связано с особенностью молекулярной структуры, имеющей разнотипные сорбционно-активные центры. Установлены основные сорбционные, в том числе кинетические, параметры материалов по отношению к стабильному изотопу I-127 (СОЕ, Кр, D_i , $T_{1/2}$). Показано, что адсорбенты эффективно извлекают йодит и йодат ионы при pH 6–8, с эффективностью более 70%. Разработанные материалы могут быть использованы для мониторинга радиоактивного загрязнения морских вод, оценки воздействия ядерных объектов на окружающую среду и изучения миграции водных масс.

Работа выполнена при финансовой поддержке государственного задания Министерства науки и высшего образования Российской Федерации, проект СахГУ № FEFF-2024-0005.

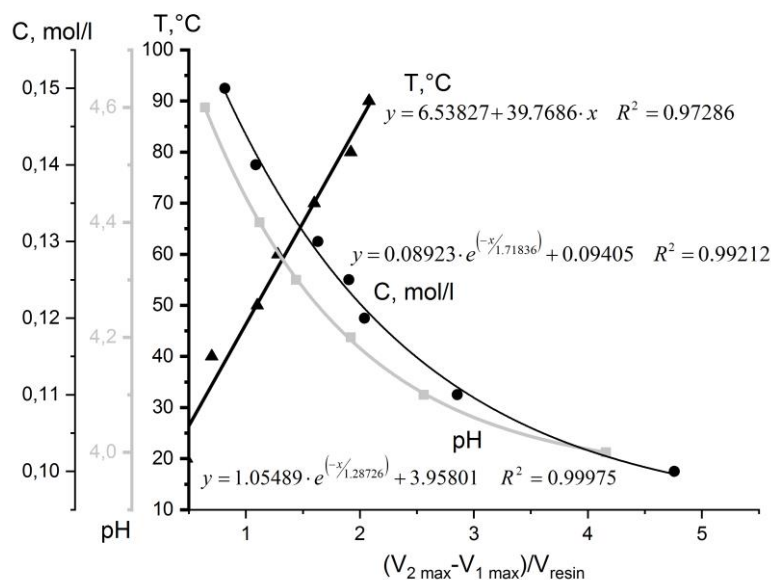
ИССЛЕДОВАНИЕ УСЛОВИЙ ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОГО ВЫДЕЛЕНИЯ ЛЮТЕЦИЯ-177 ИЗ ОБЛУЧЕННЫХ НЕЙТРОНАМИ ИТТЕРБИЕВЫХ МИШЕНЕЙ.

Ушаков И.А., Зукау В.В.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т, Кузовлевский тракт, 48, 634058, г. Томск,
e-mail: jiaozi@tpu.ru*

В современной медицине онкологические заболевания остаются одной из наиболее актуальных и сложных проблем. Согласно статистике, ВОЗ за 2022 год, глобальная заболеваемость раком достигла 20 миллионов новых случаев, при этом количество летальных исходов составило порядка 9,74 миллиона¹. В этом контексте особое значение приобретает радионуклидная терапия с применением радиофармацевтических лекарственных препаратов (РФЛП), демонстрирующая высокую эффективность в лечении различных форм злокачественных новообразований. Особый интерес представляет лютеций-177, который активно применяется в терапии рака предстательной железы, нейроэндокринных опухолей, ревматоидных поражений суставов и купирования костных болей.

Получение лютеция-177 без носителя для медицинских нужд осуществляется преимущественно реакторными методами путем облучения мишеней из обогащённого иттербия-176. Последующее выделение лютеция из облученной мишени осуществляется, например, методами ионообменной хроматографии, однако эффективность этого процесса напрямую зависит от оптимизации параметров разделения. Критически важными факторами являются состав элюента, скорость потока, кислотность среды и геометрические параметры хроматографической колонки. Целью данной работы является исследование влияния условий на выходные параметры пиков при разделении лютеция и иттербия на термостатированной колонке заполненной ионообменной смолой Dowex 50WX8 (200-400 меш) в NH_4^+ форме.



Литература

1. Bray F, Laversanne M, Sung H, et al. Global cancer statistics 2022: GLOBOCAN estimates of incidence and mortality worldwide for 36 cancers in 185 countries. CA Cancer J Clin. 2024; 74(3): 229-263. doi:10.3322/caac.21834

СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ ПАН ВОЛОКНА ДЛЯ КОМПЛЕКСНОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ ^{137}Cs И ЕСТЕСТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ

**Шибетская Ю.Г.,^а Разина В.А.,^а Турянский В.А.,^а Бежин Н.А.,^а Токарь Э.А.,^б
Милютин В.В.,^в Тананаев И.Г.^{а,г}**

^аСевастопольский государственный университет,
299053, Севастополь, ул. Университетская, 33,

^бСахалинский государственный университет,
693000, Южно-Сахалинск, ул. Ленина, д. 290

^вИнститут физической химии и электрохимии им. А. Н. Фрумкина РАН,
119071, Москва, Ленинский пр., 31, корп. 4

^гИнститут химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева
Кольского научного центра РАН, 184209, Апатиты, ул. Академгородок, 26а
e-mail: iuliia.shibetskaia@yandex.ru

Получены сорбенты на основе полиакрилонитрильного волокна, содержащие в своей структуре ферроцианиды переходных металлов и оксиды марганца (CoMn-PAN, FeMn-PAN) или гидроксид железа(III) (CoFe-PAN), что подтверждается результатами проведенного рентгенофлуоресцентного (рис. 1) и энергодисперсионного анализов.

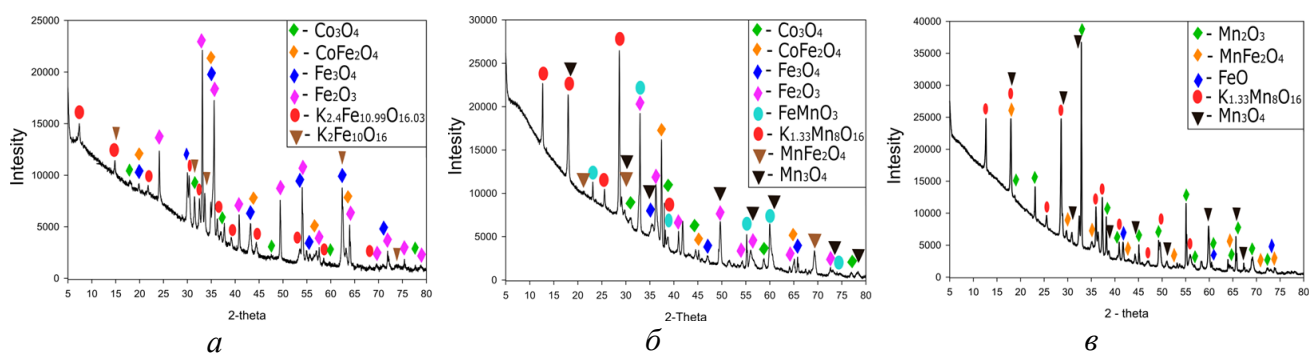


Рисунок 1. Рентгенофлуоресцентный анализ образцов полученных сорбентов после отжига: а – CoFe-PAN; б – CoMn-PAN; в – FeMn-PAN

Изучена селективность полученных сорбентов, а также извлечение ими цезия, бария (как химического аналога радия), фосфора и бериллия из различных природных сред (речной воды, морской воды различной солености 18,2 и 33,8 ‰). Определены физико-химические характеристики (кинетика, изотерма, динамика) синтезированных сорбентов. Установленные данные показывают, что полученные сорбенты являются универсальными для извлечения техногенного ^{137}Cs и естественных радионуклидов из природных сред, в том числе сложносолевого состава (морской воды).

Испытания полученных сорбентов в ходе морских экспедиций подтвердили возможность и эффективность полученных сорбентов на основе ферроцианидов переходных металлов и оксидов марганца (CoMn-PAN, FeMn-PAN) для извлечения ^{137}Cs , ^7Be , ^{210}Pb , ^{210}Po , ^{226}Ra , ^{228}Ra , ^{234}Th , сорбента на основе ферроцианидов переходных металлов и гидроксида железа(III) (CoFe-PAN) – ^{137}Cs , ^7Be , ^{32}P , ^{33}P , ^{210}Pb , ^{210}Po , ^{234}Th . На основе полученных результатов разработаны методики комплексного определения техногенного ^{137}Cs и естественных радионуклидов полученными сорбентами в одной пробе.

Работа выполнена при финансовой поддержке Севастопольского государственного университета, проект № 42-01-09/253/2023-2.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ СТРОНЦИЯ В МАТРИЦЕ КАОЛИНА ПУТЕМ РЕАКЦИОННОГО ИСКРОВОГО ПЛАЗМЕННОГО СПЕКАНИЯ

Бархударов К.В., Иванов Н.П., Зайкова А.Р., Шичалин О.О.

Дальневосточный федеральный университет, Владивосток, Поселок Аякс 10
e-mail: Barkhudarov.kv@dvfu.ru

Радионуклиды стронция (Sr-90 , Sr-89), содержащиеся в жидких радиоактивных отходах (ЖРО), представляют серьезную опасность для настоящего и будущего поколений ввиду их высокой удельной активности и радиотоксичности. В связи с этим был разработан способ иммобилизации стронция с применением природного сырья.

Реакционную смесь каолина и SrCO_3 (30% масс.) помещали в графитовую пресс-форму с внутренним диаметром 15 мм, предварительно прессовали при давлении 20.7 МПа, переносили в вакуумную камеру (10^{-5} атм.) и спекали с помощью установки SPS-515S ("Dr. Sinter·LABTM", Япония). Заключительная температура спекания была равна 1000°C , время выдержки 5 минут, механическая нагрузка на протяжении процесса спекания 24.5 МПа, скорость нагрева $100^\circ\text{C}/\text{min}$. Для сравнения в тех же условиях был консолидирован образец каолина без добавления SrCO_3 .

Использование каолина для реакционного спекания с карбонатом стронция (SrCO_3) и последующей иммобилизации радионуклидов Sr-90 в составе стабильных кристаллических структур $\text{SrAl}_2\text{Si}_2\text{O}_8$ и $\text{Sr}_2\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_7$ позволяет достичь на порядок более высокой гидролитической устойчивости, чем в случае прямого получения $\text{SrAl}_2\text{Si}_2\text{O}_8$ из оксидов SrO , Al_2O_3 и SiO_2 , взятых в стехиометрических количествах.

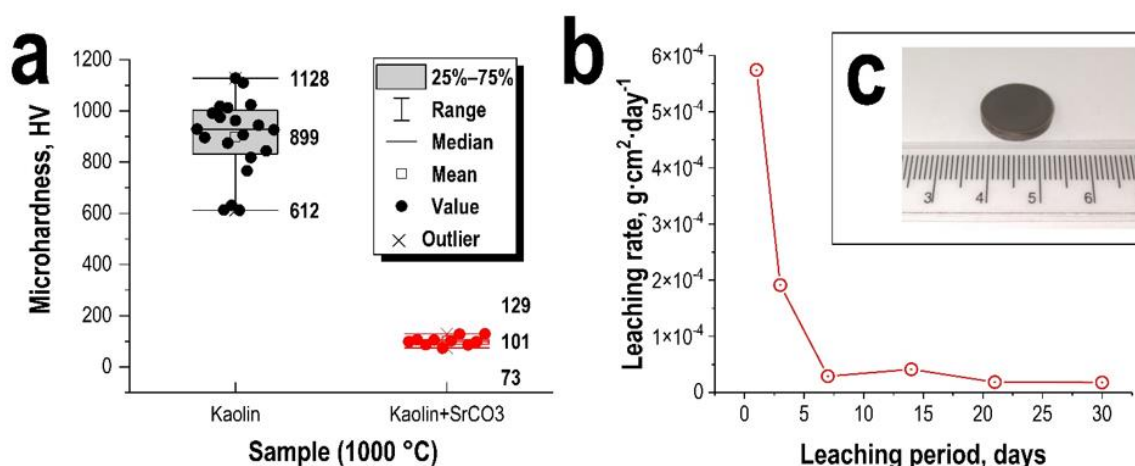


Рисунок 1. Дисперсия значений микротвердости по Виккерсу (HV) (диаграмма «ящик с усами») на поверхности твердотельных матриц (а), скорость выщелачивания ионов Sr^{2+} (б), фотография образца, полученного методом SPS реакционной смеси каолина и 30 мас.% SrCO_3 (в)

Исследование выполнено в рамках Государственного задания № FZNS-2024-0013, тема: «Спектроскопия рентгеновского поглощения на источниках синхротронного излучения для направленного химического синтеза функциональных материалов востребованных в атомной промышленности»

ПОЛУЧЕНИЕ СОРБЕНТОВ ИМПРЕГНИРОВАННОГО ТИПА НА ОСНОВЕ ФТОРИРОВАННЫХ РАЗБАВИТЕЛЕЙ

**Бежин Н.А.^а, Шибеев Ю.Г.^а, Разина В.А.^а, Турянский В.А.^а, Токарь Э.А.^{а,б}
Драньков А.Н.^{а,б}, Милютин В.В.^в, Смирнов И.В.^г, Тананаев И.Г.^{а,в,д}**

^аСевастопольский государственный университет,
299018, Севастополь, ул. Университетская, 33,

^бДальневосточный федеральный университет, 690922, Владивосток, о. Русский, п. Аякс, 10

^вИнститут физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской Академии
Наук, 119071, Москва, Ленинский проспект, 31, корп. 4

^гРадиевский институт им. В.Г. Хлопина, 194021, Санкт-Петербург, 2-ой Муринский пр., д. 28

^дИнститут химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева
Кольского научного центра Российской Академии Наук,
184209, Апатиты, ул. Академгородок, 26а
e-mail: nickbezhin@yandex.ru

Синтез современных сорбционных материалов для прикладной радиохимии, изотопной продукции, ядерной медицины, а также экологических исследований, является актуальным направлением. Уникальные свойства краун-эфиров, как молекул «со структурно-специфическими взаимодействиями высокой избирательности» позволяют им находить все большее использование в современной научной и лабораторной практике экстракционной хроматографии в таких отраслях как радиохимический анализ, радиохимические технологии обращения с РАО и ОЯТ, разделение изотопов.

Поэтому нами впервые получены сорбенты импрегнированного типа на основе различных фторированных разбавителей (1,1,7-тригидрододекафторгептанол (спирт-теломер n-3), 3-нитробензотрифториде F-3, бис(2,2,3,3-тетрафторпропил) карбонат ВК-1, бис(2,2,3,3-тетрафторпропокси)-метан FN-1, бис(2,2,3,3,4,4,5,5-октафторпентокси)-метан FN-2) и краун-эфиров (бензо-15-краун-5, дибензо-18-краун-6, дициклогексил-18-краун-6, ди-трет-бутилдибензо-18-краун-6, ди-трет-бутилдициклогексил-18-краун-6, дибензо-21-краун-7, дибензо-24-краун-8). Выполнено исследование влияния материалов (носителя, растворителя, разбавителя, краун-эфира) и условий (температура и время импрегнирования, отмывка носителя, концентрация краун-эфира в разбавителе) синтеза сорбентов на параметры извлечения различных элементов. На основании полученных данных будут выбраны оптимальные материалы и условия получения сорбентов для извлечения того или иного металла.

Выполнено исследование селективности сорбции из мультикомпонентных растворов (более 40 элементов) полученными сорбентами. Выполнена оценка влияния концентрации и природы кислоты, высаливающих добавок.

Сорбенты импрегнированного типа на основе новых фторированных разбавителей положительно отличаются от имеющихся аналогов вследствие уникальных преимуществ используемых разбавителей: они имеют хорошие гидродинамические свойства, химически стабильны, негорючи, умеренно полярны, способны хорошо растворять краун-эфиры и не образуют трудноудаляемых продуктов гидролиза и радиолиза.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-73-20027, <https://rscf.ru/project/25-73-20027/>.

КИНЕТИКА МЕМБРАННОЙ ЭКСТРАКЦИИ ИТТРИЯ ИЗ КАРБОНАТНЫХ СРЕД

Бречалов А.А., Бабитова, Александров Т.С., Смирнов И.В.

Санкт-Петербургский государственный университет,
199034, Россия, Санкт-Петербург, Университетская набережная, д. 7–9
e-mail: brechalovalexandr@gmail.com

Иттрий, являясь рассеянным редкоземельным элементом, находит всё больше применений в различных областях. В частности, изотоп ^{90}Y может быть использован в радиотерапии раковых заболеваний. При этом ^{90}Y должен быть отделён от радиотоксичного материнского изотопа ^{90}Sr . В качестве эффективного метода ^{90}Y очистки может выступать мембранная экстракция из карбонатных сред.

В данной работе была изучена кинетика классической и мембранной экстракции иттрия из карбонатной среды. В качестве экстрагента была выбрана синергетическая смесь 2,3-дигидрокси-нафталина с карбонатом метилтриоктиламмония в бутилацетате [1]. Концентрация составляла 0,01 и 0,015 моль/л соответственно. В отдающей водной фазе содержался Na_2CO_3 концентрацией 1 моль/л и Y^{3+} концентрацией 0,001 моль/л. В качестве принимающей водной фазы при мембранной экстракции использовался раствор 0,01 моль/л H_2SO_4 . Эксперименты проводились в модифицированной ячейке Льюиса.

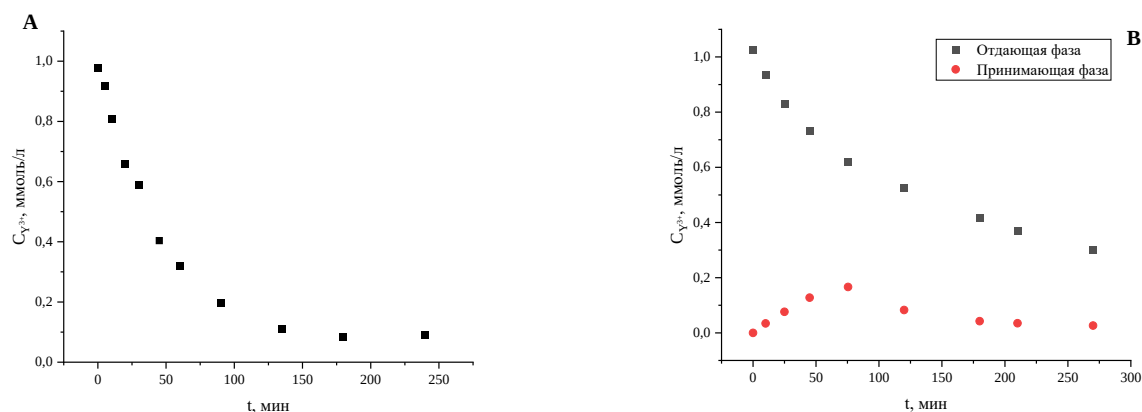


Рисунок 1. Кинетические кривые массопереноса иттрия: **А** – при классической экстракции, **В** – при мембранной экстракции

Установлено, что при мембранной экстракции протекает мешающий процесс нейтрализации кислоты в принимающей фазе. До полной нейтрализации переход из отдающей фазы в мембрану кинетически совпадает с необратимой реакцией первого порядка, в то время как классическая экстракция подчиняется кинетическому уравнению обратимой реакции первого порядка.

Литература

1. A. N. A. Harb, I. V. Balantsev, M. D. Karavan, and I. V. Smirnov, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, 2025, **334**, 3, 2131

Автор работы выражает благодарность Научному парку Санкт-Петербургского государственного университета (ресурсному центру «Методы анализа состава вещества») Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (проект № 24-63-00006), <https://rscf.ru/project/24-63-00006/>.

ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ И ЭЛЮИРОВАНИЯ ТОРИЯ НА АНИОНООБМЕННОЙ СМОЛЕ BIO-RAD AG 1-X8

Буткалюк П.С., Аббязова В.Г., Буткалюк И.Л., Деркаченко К.О., Гатаулова А.В.

АО "Государственный научный центр- Научно-исследовательский институт атомных реакторов", 433510, Ульяновская область, Димитровград, Западное шоссе, 9,
e-mail: orip@niiar.ru

В АО "ГНЦ НИИАР" в 2023 году был создан участок производства ^{225}Ac из смеси $^{228,229}\text{Th}$. Получение ^{225}Ac основано на принципе радионуклидного генератора, т.е. периодическом радиохимическом отделении короткоживущего дочернего радионуклида от долгоживущего материнского изотопа ^{229}Th . На первой стадии процесса происходит отделение смеси $^{224,225}\text{Ra}$ и ^{225}Ac от основной части тория на двух последовательных колонках с сильноосновным анионитом Bio-Rad AG1-X8. В связи с тем, что ^{225}Ac является короткоживущим изотопом, необходимо максимально сократить продолжительность технологических процессов, в том числе, за счет уменьшения объемов рабочих растворов. Одновременно с этим важно минимизировать потери ^{229}Th на всех стадиях процесса. Возможные потери тория при анионообменном отделении от радия и актиния могут быть связаны с проскоком на стадии сорбции и промывки и с неполным элюированием тория из сорбента. Целью работы было исследование режимов анионообменной сорбции и последующего элюирования тория.

Установлено, что наименьшие потери тория наблюдаются при сорбции на анионите из раствора азотной кислоты с концентрацией от 8,0 до 8,5 моль/л. При пропускании 20 колонных объемов данного раствора в фильтрат переходит не более 0,25% от исходного количества тория.

Изучено элюирование тория растворами азотной и соляной кислот, а также ацетатно-аммиачными буферными растворами (смесь ацетата аммония и уксусной кислоты) в зависимости от pH и концентрации. Показано, что ацетатно-аммиачные буферные растворы с $\text{pH}=4\div 4,5$ и с конечной концентрацией 1 моль/л [1] по эффективности элюирования тория превосходят растворы азотной кислоты любых концентраций и не уступают 1М HCl. Для количественного элюирования тория (>99,9%) достаточно 10 колонных объемов данного элюента. Таким образом, использование ацетатно-аммиачных буферных растворов по сравнению с разбавленной азотной кислотой позволяет сократить время процесса и, в отличие от соляной кислоты, не вызывает коррозию технологического оборудования из нержавеющей стали.

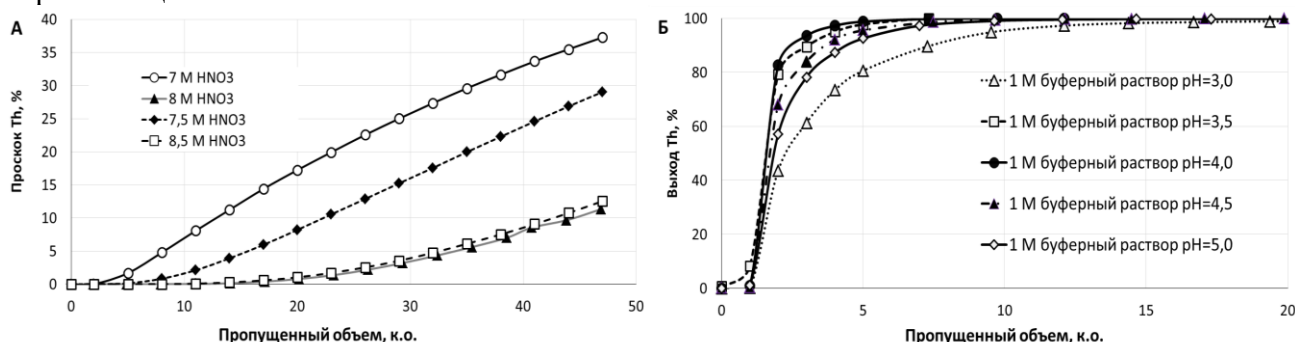


Рисунок 1. Выходные кривые сорбции (А) и элюирования (Б) тория на анионите Bio-Rad AG1-X8.

Литература

1. Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л., Андреев О.И., и др. Патент РФ № 2833659 опубл. 28.01.2025.

СОРБЦИОННЫЕ СВОЙСТВА ГЛИНИСТЫХ МИНЕРАЛОВ ПО ОТНОШЕНИЮ К РАДИОНУКЛИДАМ ^{90}Sr И ^{90}Y В КАРБОНАТНЫХ СРЕДАХ

**Грязнова Д.В.,^а Калашникова Г.О.,^а Сийдра О.И.,^{а,б} Яковенчук В.Н.,^{а,в}
Пахомовский Я.А.,^{а,в} Гойчук О.Ф.,^а Елизарова И.Р.,^г Трунов Д.В.,^а
Глазунова М.Ю.,^{а,в} Смирнов И.В.^б**

^аЦентр наноматериаловедения ФИЦ КНЦ РАН, 184209, Апатиты, ул. Ферсмана 14,

^бСанкт-Петербургский государственный университет,

199155, Санкт-Петербург, проспект Декабристов 16

^вГеологический институт КНЦ РАН, 184209, Апатиты, ул. Ферсмана 14

^гИнститут проблем промышленной экологии Севера ФИЦ КНЦ РАН,

184209, Апатиты, мкр. Академгородок, 14 А

e-mail: daryamoskvina@mail.ru

Глинистые минералы и слюды исследуются как природные концентраторы и потенциальные сорбенты цезия и стронция, доступные в больших количествах. Также в определенных условиях они способны поглощать и удерживать достаточно большие количества катионов цезия и стронция из водных растворов [1, 2].

В ряде работ встречается информация, что: 1) зерна биотита являются одними из самых радиоактивных образцов минералов, обнаруженных в лесных почвах, загрязнённых после аварии на Фукусиме [3]; 2) данные молекулярного моделирования подтверждают избирательную сорбцию радионуклидов в межслойном пространстве кристаллической структуры минералов [4]; 3) наряду со слюдами слоистые двойные гидроксиды (СДГ), как природные, так и синтетические, представляют интерес благодаря разнообразию химического состава и вариантов построения кристаллической структуры, включая различные полиморфы [5].

Среди перспективных направлений – исследование минералов на предмет сорбции ^{90}Sr и ^{90}Y из карбонатных сред. По этой причине в настоящей работе рассмотрены свойства минералов: галлуазит, $\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_5(\text{OH})_4$ (Ново-Черемшанское (Ni) месторождение, Верхнеуфалейская группа (Fe-Ni) месторождений, Верхнеуфалейский район, Челябинская область, Урал Южный, Россия); глауконит, $(\text{K}, \text{H}_2\text{O})(\text{Fe}^{3+}, \text{Al}, \text{Fe}^{2+}, \text{Mg})_2(\text{OH})_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ (Обнажение р. Луга, Ленинградская область, Россия); нонтронит, $(\text{CaO}_{0.5}, \text{Na})_{0.3}\text{Fe}^{3+}_2(\text{Si}, \text{Al})_4\text{O}_{10}(\text{OH})_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ (Ермаковское (Be) месторождение, Кижигинский р-н, Бурятия, Забайкалье); волконскоит, $\text{CaO}_3(\text{Cr}, \text{Mg}, \text{Fe})_2(\text{Si}, \text{Al})_4\text{O}_{10}(\text{OH})_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$; палыгорскит, $\text{Mg}_5(\text{Si}_4\text{O}_{10})_2(\text{OH})_2(\text{H}_2\text{O})_4 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$ (Окуловское обнажение, Павловский р-н, Нижегородская область, Россия).

В настоящей работе для данных минералов установлены значения K_d (мл/г) и сорбционной объемной ёмкости (мг/г). Выявлены наиболее перспективные минералы для сорбции ^{90}Sr и ^{90}Y : глауконит, нонтронит, волконскоит.

Литература

1. Koarashi J. at all. *Sci. Total Environ*, 2012, **431**, 392-401.
2. Tanaka K. at all *Geochem*, 2012, **46**, 73-74.
3. Kwong-Moses D.S. at all. *Journal of Environmental Radioactivity*, 2020, **211**, 106074
4. Zaunbrecher L.K. at all *Environ. Sci. Technol.*, 2015, **49**, 4226-4234
5. Hibino T. at all *Developments in Clay Science*, 2006, **1**, 1021-1095

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ, проект № 24-63-00006.

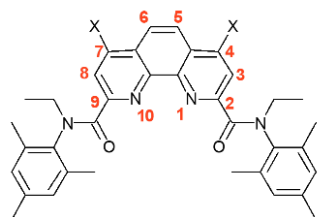
ВЫСОКОСЕЛЕКТИВНЫЕ ЭКСТРАКЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ НА ОСНОВЕ 1,10-ФЕНАНТРОЛИН-2,9-ДИКАРБОКСИАМИДОВ ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ АМ(III) И ЛАНТАНОИДОВ(III)

Евсюнина М.В., Матвеев П.И., Авакян Н.А., Лемпорт П.С.

*МГУ им. М.В.Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы, 1
e-mail: mashko-ya-e@mail.ru*

Разделение Am(III) и лантаноидов(III) (Ln(III)) остаётся одной из ключевых научных и технологических задач, решение которой имеет принципиальное значение для реализации стратегий устойчивого развития атомной энергетики и замыкания ядерно-топливного цикла. В этом контексте диамиды 1,10-фенантролин-2,9-дикарбоновой кислоты (DAPhen) представляют собой один из наиболее перспективных классов экстрагентов.

Эти соединения демонстрируют высокую скорость и эффективность комплексообразования с трёхвалентными *f*-элементами, обладают хорошей растворимостью и соответствуют требованиям CHON-принципа, что делает их экологически приемлемыми для промышленного применения. Особое преимущество DAPhen заключается в возможности тонкой настройки их экстракционных и координационных свойств за счёт модификации как амидных заместителей, так и заместителей в фенантролиновом ядре, что открывает путь к созданию высокоселективных систем для эффективного извлечения Am(III) из высокоактивных отходов.



L1: X = H
L2: X = Cl

	SF _{Am/La}	SF _{Am/Ce}
L1	66	27
L2	16	10

В данной работе проведено комплексное исследование экстракционных и координационных свойств двух алкил-арильных диамидов (**L1** и **L2**) на основе 1,10-фенантролина. Введение метильных групп в орто-положения арильного фрагмента привело к резкому изменению экстракции Ln(III), в результате чего были получены рекордные значения факторов разделения Am(III) и лёгких Ln(III).

Экстракционные системы на основе данных лигандов продемонстрировали высокую эффективность при экстракции Am(III) из модельного раствора-имитатора ВАО с содержанием лантаноидов(III) до 11 г/л. Первичная оценка радиационной стойкости показала, что при поглощенной дозе до 1000 кГр экстракционные системы на основе данных лигандов позволяют отделять Am(III) от Eu(III).

Механизмы комплексообразования были детально изучены как в растворе, так и в твёрдом виде. Спектрофотометрическое титрование показало образование комплексов типа EuL(NO₃)₃ и EuL₂(NO₃)₃ в среде ацетонитрила. В среде *m*-нитробензотрифторида для L1 преимущественно образуются комплексы ML₂(NO₃)₃, для L2 – ML(NO₃)₃. Было получено 25 монокристаллов комплексных соединений с нитратами лантаноидов(III) и изучены их структурные особенности с помощью рентгеноструктурного анализа. Все полученные комплексы в твердом виде имеют состав LnL(NO₃)₃, координационные числа Ln(III) = 10. Было установлено, что при переходе от лёгких к тяжёлым лантаноидам происходит закономерное уменьшение длин связей Ln-O_{amide}, Ln-N_{phen} и Ln-ONO₂, что отражает лантаноидное сжатие.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект №20-73-10076.

СИНТЕЗ ТИТАНОСИЛИКАТОВ С ДВУМЯ КАТИОНАМИ ПРИ ПОМОЩИ МИКРОВОЛНОВОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ЭФФЕКТИВНОГО УДАЛЕНИЯ ^{137}Cs

Зайкова А.Р., Иванов Н.П., Ринчинова В.Б., Бархударов К.В., Цыганков Д.К.

Дальневосточный федеральный университет, Владивосток, Россия
e-mail: zaikova.alena2006@yandex.ru

Загрязнение водных экосистем радионуклидом Cs^+ в процессе эксплуатации ядерного топлива остается острой экологической проблемой. Это связано с его высокой радиотоксичностью, длительным периодом полураспада и значительной удельной активностью. Одним из эффективных способов очистки жидких радиоактивных отходов является использование неорганических сорбентов, обладающих цеолитоподобной структурой, для селективного извлечения радионуклидов.

Титаносиликаты представляют особый интерес благодаря своей прочной кристаллической решетке, включающей атомы титана, кремния и кислорода. Такая структура формирует развитую систему каналов, способствующую селективной сорбции катионов Cs^+ за счет эффекта ионного сита. Эти свойства делают титаносиликаты перспективными материалами для очистки жидких радиоактивных отходов и последующей долговременной фиксации ^{137}Cs .

В ходе исследования был получен титаносиликат фармакосидеритового типа методом гидротермально-микроволнового синтеза. Процесс проводился при температурах 180°C, 200°C и 220°C, в течение 24 часов при давлении 1,3 МПа. Анализ структурных характеристик синтезированных образцов подтвердил их высокую стабильность, а сорбционные свойства были изучены путем определения фазового и элементного состава, удельной поверхности и размеров пор.

Данные, представленные в таблице 1, демонстрируют коэффициенты распределения ^{137}Cs в растворах NaNO_3 (0,1 моль/дм³) для различных типов сорбентов. Было установлено, что наилучшими свойствами в условиях высокосолевых растворов обладает образец GTS-M-200, что подтверждает его высокую эффективность в селективном извлечении радионуклидов.

Наименование образца	Значения K_d ^{137}Cs , см ³ /г при сорбции из раствора
	0,1 моль/дм ³ NaNO_3
GTS-M-180	47100±5350
GTS-M-200	92500±6440
GTS-M-220	72700±8690

Таблица 1. Значения коэффициента распределения (K_d) ^{137}Cs на различных сорбентах

Работа выполнена в рамках Государственного задания № FZNS-2024-0013, тема: «Спектроскопия рентгеновского поглощения на источниках синхротронного излучения для направленного химического синтеза функциональных материалов востребованных в атомной промышленности»

СОРБЦИЯ ЦЕЗИЯ ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ

Илиевски А.П., Журавков С.П.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
634050, г. Томск, проспект Ленина 30.,
e-mail: api4tpu.ru.*

Цезий-137, совместно со стронцием-90, является элементом, вносящим значительный вклад в активность и тепловыделение отработанного топлива [1]. Он имеет период полураспада 30 лет, что значительно ниже периода полураспада минорных актинидов. Фракционирование короткоживущей фракции ОЯТ позволяет не только снизить общее количество опасных отходов, но и открывает возможности в использовании этого нуклида в народном хозяйстве [2]. Исходя из национальной политики Российской Федерации, установленной в Федеральном законе № 170-ФЗ и стратегией правительства о развитии атомной энергетики России до 2050 года, разделение ОЯТ на фракции и использование их в народном хозяйстве является одной из приоритетных задач. В данной работе рассматривается способ извлечения цезия из азотнокислых растворов с помощью ферроцианидного сорбента. Ферроцианиды d-металлов, являются селективными к цезию [3], позволяя качественно отделить его от других радионуклидов. Ферроцианидные сорбенты устойчивы к высокоактивным средам, но менее устойчивы к воздействию сильноокислых, окислительных сред. Иммобилизация ферроцианидных материалов на различные носители, позволяет улучшить их эксплуатационные свойства и использовать их для сорбции из рафинатов ОЯТ. В качестве ионообменного материала был выбран ферроцианид меди, проявляющий наибольшую селективность к цезию. В качестве матрицы при получении экспериментальных образцов сорбентов были опробованы: силикагель, клиноптилолит, вспученный вермикулит, активированный уголь. Образцы сорбентов, были протестированы при проведении сорбции цезия в статических условиях в интервале концентраций азотной кислоты $1 \div 4$ М. Десорбция цезия проводилась 10М азотной кислотой с добавкой пероксида водорода 10 г/л. По результатам проведённых сорбционных экспериментов установлено, что наибольшую сорбционную ёмкость по ионам цезия в слабоокислой среде показал сорбент с матрицей из клиноптилолита, однако он не проявил хорошей стойкости к десорбирующему раствору. Сорбент на матрице из силикагеля показал наибольшую устойчивость к окислительному воздействию растворов азотной кислоты, но показал более низкую ёмкость в отношении ионов цезия из растворов азотной кислоты низкой концентрации. Образцы сорбентов на основе вермикулита и активированного угля проявили сорбционную эффективность по ионам цезия на уровне сорбента на основе силикагеля.

Литература

1. Бекман И. Н. ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ / И. Н. Бекман. – Севастополь: Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности, 2005. – 87 с.2.
2. И. Я. Василенко Радиоактивный цезий [Текст] / И. Я. Василенко // Природа. — 1999. — №3. — С.70-76.
3. Абакумова Н. И., Гридаевский М. С., Саксонова Л. Р., Кононенко В. И. Всесоюзный семинар "Химия и технология неорганических сорбентов": Тез. докл. /НИИ физ.-хим. пробл. Белорус, гос. ун-та. Минск, 1991. с. 3.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 25-23-00492.

ЭКСТРАКЦИОННОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ С ПОМОЩЬЮ МАКРОЦИКЛИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ

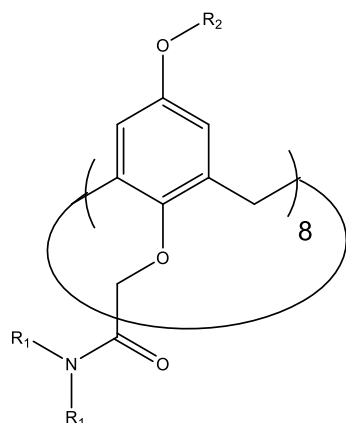
Койфман М.И., Матвеев П.И.

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].

а)



б)

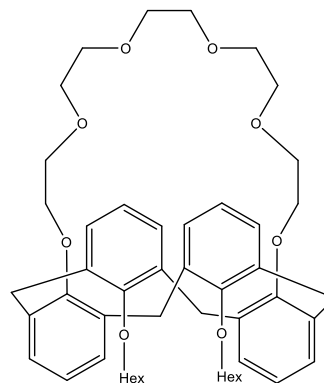


Рис. 1. Структурные формулы экстрагентов.

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 ПРОВЕРКА ТЕХНОЛОГИИ ВЫТЕСНИТЕЛЬНОЙ
КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЬНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ С ИНТЕРКАЛЯТОРОМ
ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ ТЕРБИЯ ИЗ ОБЛУЧЕННОЙ МИШЕНИ ОКСИДА ГАДОЛИНИЯ**

**Орлов П.А.,^а Сизов П.В.,^а Логунов М.В.,^а Ворошилов Ю.А.,^а Конников А.В.,^а
Харитонов О.В.,^б Милютин В.В.,^б Фадеева А.В.,^б Фирсова Л.А.^б**

^а ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31;

^бФГБУН ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина РАН, 119071, г. Москва, Ленинский проспект, 31, кор. 4;
e-mail: tsiv@phycs.ac.ru, cpl@po-mayak.ru

Радионуклид тербий-161 (^{161}Tb) создаёт серьёзную альтернативу широко используемому в настоящее время в ядерной медицине лютецию-177 (^{177}Lu). Поэтому весьма актуальным является организация массового производства ^{161}Tb в РФ, для чего необходимо разработать эффективную технологию выделения ^{161}Tb из облучённых мишеней обогащённого гадолиния массой несколько десятков граммов.

Целью настоящей работы являлась разработка и проверка способа разделения микроколичеств Tb и макроколичеств Gd для получения препарата ^{161}Tb с высокими выходом и чистотой, отвечающей требованиям, предъявляемым к РФП, используемым в ядерной медицине.

Эксперименты по разделению Tb и Gd проводили на модельных растворах, имитирующих облучённую мишень ^{160}Gd , с массой 200 мг (по Gd_2O_3). Для разделения использовали катионит марки Токем-308. Работы проводили в непрерывном режиме, круглосуточно. Показано, что предложенные параметры процесса и режима элюирования позволяют разделить Tb и Gd. Остановка процесса негативно влияет на качество разделения целевых компонентов. Ключевую роль в разделении зон Tb и Gd играет интеркалятор.

Массовое содержание гадолиния в наиболее богатых элюатах Tb составило 9,2 % от массы Tb в элюате и $1,4 \cdot 10^{-3}$ % от содержания Gd в исходном растворе. Содержание Tb в наиболее богатых элюатах Gd составило $1,8 \cdot 10^{-3}$ % от массы Gd в этом элюате и 5,2 % массы Tb в исходном растворе. Коэффициент очистки элюата Tb от Gd составил $6,7 \cdot 10^4$.

Проведены сорбционные эксперименты по аффинажной очистке полученных элюатов Tb и Gd. Коэффициент очистки десорбатов Tb и Gd от интеркалятора составил около 10^5 . Коэффициент очистки десорбата Tb (Gd) от никеля составил $1,5 \cdot 10^3$ (30). Потери Tb и Gd в ходе элюирования и их аффинажной очистки отсутствовали.

В целом, результаты работы подтвердили работоспособность технологии, разработанной в Институте физической химии и электрохимии имени А.Н. Фрумкина Российской академии наук. Выполненный начальный этап исследований показал, что есть все предпосылки для получения ^{161}Tb фармакопейного качества. Дальнейшие работы направлены на проверку технологии на облучённой мишени и повышение степени очистки итогового препарата.

РАЗРАБОТКА И ИСПЫТАНИЯ СОРБЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ИЗВЛЕЧЕНИЯ ЦЕЗИЯ В ДИЗАЙНЕ УСТАНОВКИ ТАНГЕНЦИАЛЬНОЙ ФИЛЬТРАЦИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ИМИТАТОРА ВАО

**Хасанов Р.Н., Зубов А.М., Логунов М.В., Крылов А.И.,
Ворошилов Ю.А., Конников А.В.**

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Одним из ключевых продуктов ФГУП «ПО «Маяк» среди радиоизотопов является ^{137}Cs , который применяется во многих сферах человеческой деятельности. Одна из стадий процесса наработки концентрата ^{137}Cs из упаренных ВАО реализуется на сорбционных колоннах с использованием сорбента марки ФС-10 (ферроцианид меди-калия $\text{KCu}_{1,5}[\text{Fe}(\text{CN})_6]$ на силикатном носителе). Однако низкая механическая прочность ФС-10 приводит к измельчению гранул, росту гидравлического сопротивления и «запиранию» колонн. Альтернатива применения иного материала, обладающего селективностью к целевому радионуклиду с сопоставимой радиационной стойкостью, на текущий момент отсутствует. Поэтому было предложено пересмотреть принцип аппаратного оформления сорбционного извлечения Cs. Так, одним из перспективных вариантов может быть применение сорбции в дизайне тангенциальной фильтрации. В классическом виде метод тангенциальной фильтрации уже реализован на некоторых производственных участках ФГУП «ПО «Маяк».

В данном методе происходит отделение твёрдой фазы от раствора на специальном фильтрующем элементе, который выполнен из опорного материала (например, Al_2O_3) с тонкостенными каналами из мелкозернистой керамики (мембрана из Al_2O_3 или ZrO_2).

На начальном этапе работы возможность реализации сорбционного процесса извлечения ^{137}Cs была продемонстрирована на лабораторной установке тангенциальной фильтрации «Membra-Flow Pilot Mono». Показано, что данное аппаратное оформление процесса является альтернативой классическому колонному оборудованию. В испытанном варианте использование сорбента в виде «чистого» ферроцианида меди-калия (далее – ФЦМ-К) без носителя является более предпочтительным в сравнении с серийно выпускаемым ионитом марки ФС-10.

На следующем этапе проведены испытания, приближенные к производственным условиям, с применением имитатора ВАО от переработки ОЯТ. Для этого была спроектирована и изготовлена установка тангенциальной фильтрации (далее – УТФ) камерного исполнения.

Испытания на УТФ с использованием имитатора ВАО включали два цикла работы. На первом цикле проводили сорбцию Cs, далее следовала промывка сорбента, десорбция Cs, затем регенерация сорбента. На втором цикле процесс был продолжен с тем же образцом ионита ФЦМ-К с целью проверки его ресурса работы в многоциклическом режиме. В итоге выход Cs в конечный продукт достиг 98 %, потери сорбента за два цикла не превысили 10 %.

В целом, испытания показали принципиальную работоспособность технологии извлечения Cs из ВАО на сорбенте ФЦМ-К в дизайне тангенциальной фильтрации на мембранных керамических фильтрэлементах.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМ НА ОСНОВЕ ТБФ И КАРБОНАТОВ ФТОРИРОВАННЫХ СПИРТОВ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ИЗВЛЕЧЕНИЮ УРАНА И ПЛУТОНИЯ

**Муртазин К.М., Zubov A.M., Шарова Н.В., Кадочигов К.А., Конников А.В.,
Лызлова Е.В., Логунов М.В., Любимова Е.В.**

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская обл., г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

В процессах переработки ряда ядерных материалов на ФГУП «ПО «Маяк» были приняты к эксплуатации экстракционные схемы, основанные на использовании растворов трибутилфосфата (ТБФ) в тяжёлых хлорированном или фторированном разбавителях - гексахлорбутадиене (ГХБД) и формале октафторамилового спирта (формаль п2). В связи с высокой токсичностью ГХБД и закрытием его промышленного производства, а также вследствие низкой радиационной устойчивости формаль п2, актуальной является задача поиска новых тяжёлых разбавителей ТБФ. В рамках настоящей работы исследована потенциальная возможность использования новых тяжёлых разбавителей класса карбонатов фторированных спиртов – бис-(2,2,3,3-тетрафторпропил) карбоната (БК-1) и бис-(2,2,3,3,4,4,5,5-октафторамил) карбоната (БК-2) производства компании ООО «Неохим» (г. Волжский).

Показана перспективность применения экстракционных смесей на основе ТБФ и карбонатов фторированных спиртов для извлечения урана из азотнокислых технологических растворов. Рассмотренные экстрагенты демонстрируют достаточно высокие коэффициенты распределения целевого компонента, характеризуются отсутствием третьей фазы при насыщении экстрагента и незначительной экстракцией азотной кислоты. Более низкая экстрагирующая способность систем на основе новых разбавителей, по сравнению с раствором ТБФ с объёмной долей 30 % в ГХБД, имеет свои преимущества, поскольку позволяет получать высококонцентрированный продукт на стадии реэкстракции.

Для обеспечения успешной эксплуатации нового радиохимического завода перспективным техническим решением представляется вариант использования единого разбавителя как в ПУРЕКС-процессе, так и на фракционировании. По результатам предварительных исследований в качестве кандидата для реализации такого решения есть основания рассмотреть раствор ТБФ с объёмной долей 40 % в БК-2. Были исследованы физические свойства экстракционной смеси. Определены скорости расслаивания фаз и коэффициенты распределения U(VI), Pu(IV) и Np(VI). Изучены зависимости коэффициентов распределения U(VI) и Pu(IV) от равновесной концентрации HNO₃. Достигнуты высокие значения концентраций U(VI) и Pu(IV) в экстракте, до 140 и 110 г/дм³ соответственно, при этом образования осадков или третьей фазы не отмечено. Проведены эксперименты по извлечению имитаторов продуктов деления (ПД) в присутствии макроколичеств U(VI). Изучено влияние α- (до 0,2 МГр) и γ-излучения (до 2 МГр) на физические, гидродинамические и экстракционные характеристики экстрагента. Представлены экспериментальные данные по изменению в процессе облучения следующих показателей экстракционной смеси: плотность, вязкость, радиационный выход фторид-ионов, скорость расслаивания фаз, коэффициенты распределения U(VI), Pu(IV), Np(VI) и ПД. Из нерешенных проблем стоит отметить недостаточно высокие скорости расслаивания обратной эмульсии. В целом, раствор 40 % ТБФ в БК-2 показал свою перспективность.

**ПРИМЕНЕНИЕ СЕЛЕКТИВНЫХ ИОНООБМЕННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ
ВЫДЕЛЕНИЯ АКТИНИДОВ ИЗ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ
ФГУП «ПО «МАЯК»**

Лызлова Е.В., Глухова А.В., Конников А.В., Логунов М.В.

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская область, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31
e-mail: EVLyzlova@po-mayak.ru*

На ФГУП «ПО «Маяк», как и на многих других действующих предприятиях атомной отрасли, в результате производственной деятельности образуются жидкие радиоактивные отходы разного уровня активности и технологические растворы с невысоким содержанием актинидов и значительным солесодержанием. Для эффективной дезактивации отходов, а также выделения и концентрирования ценных компонентов из технологических растворов на предприятии традиционно используют метод ионного обмена с применением материалов, способных избирательно извлекать радионуклиды из водных сред сложного химического состава. В настоящее время на рынок ионообменных материалов выходят российские компании, которые осваивают синтез и активно предлагают к использованию на промышленных предприятиях как аналоги ранее применяемых материалов, так и новые разработки.

Ранее на ФГУП «ПО «Маяк» на протяжении многих лет для выделения актинидов традиционно применяли синтетические ионообменные материалы – аниониты ВП-1Ап и АВ-17-8, катиониты КУ-2-8 и СГ-1. Для замены снятых с производства материалов были исследованы альтернативные материалы российских компаний ООО ПО «Токем» (ТОКЕМ-160, ТОКЕМ-200, ТОКЕМ-860), ООО ГП «Смолы» (АМ-4ВП, АМП-п, АМ-п, АМ-2Б, АМ-пу, СГ-1М-1, СКМ-1) [1], АО «Аксион – Редкие и Драгоценные металлы» (AXIONIT VPA-1, AXIONIT VPA-2, AXIONIT 9S, AXIONIT MND 40T, MND 50) [2, 3].

По результатам лабораторных и опытно-промышленных испытаний рекомендованы к применению на производственных сорбционных установках:

- винилпиридиниевый анионит AXIONIT VPA-2 – в качестве коллектора плутония из азотнокислых технологических растворов,
- винилпиридиновый анионит АМ-4ВП – в качестве коллектора плутония и нептуния из азотнокислых технологических растворов радиохимического производства,
- анионит с группами четвертичного аммония ТОКЕМ-860 – в качестве коллектора альфа-активных нуклидов из жидких низкоактивных отходов,
- бифункциональный катионит AXIONIT 9S – в качестве коллектора плутония из водно-хвостовых азотнокислых растворов,
- твёрдый экстрагент AXIONIT MND 40T – в качестве коллектора америция из водно-хвостовых азотнокислых растворов.

В настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» успешно применяются и обеспечивают поддержание производственных мощностей на требуемом уровне AXIONIT VPA-2, AXIONIT MND 40T, ТОКЕМ-860.

Литература

1. Лызлова Е.В., Глухова А.В., Чернавская Л.В., Конников А.В., Лысенко М.С. *Вопросы радиационной безопасности*, 2024, **4**, 66.
2. Лызлова Е.В., Глухова А.В., Кондруцкий Д.А. *Радиохимия*, 2019, **61**, 122.
3. Лызлова Е.В., Глухова А.В., Конников А.В., Дюг К.О. *Радиохимия*, 2022, **64**, 177.

НАНОСТРУКТУРИРОВАННАЯ ДВУОКИСЬ МАРГАНЦА ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ И КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ ИЗОТОПОВ ПЛАТИНЫ

Густова М.В., Семина В.К., Мадумаров А.Ш.,
Лизунов Н.Е., Божиков Г.А., Аксенов Н.В.

Объединенный институт ядерных исследований,
141980, Московская обл., г. Дубна, ул. Жолио Кюри д.6,
e-mail: gust@jinr.ru

Применение неорганических сорбентов в радиохимии получило распространение благодаря высокой селективности и радиационной устойчивости. Синтезированный по типу природного криптомелана сорбционный материал [1] был ранее предложен нами для выделения и концентрирования радиоизотопов из облученных ускорительных мишеней [2].

Упомянутый сорбент зарекомендовал себя в качестве эффективного сборника ядер отдачи платины при его совместном облучении с цисплатиной тормозным излучением микротрона МТ-25 (ЛЯР, ОИЯИ). В результате облучения образуются перспективные для Оже-терапии изотопы платины $^{191,193m,195m}\text{Pt}$, которые вследствие явления отдачи покидают исходную молекулу цисплатины и стабилизируются в форме гексахлороплатината (IV), который эффективно задерживается в порах сорбционного материала.

Фазовый анализ полученного порошка сорбента показал, что образец практически на 100% состоит из тетрагональной фазы типа $\text{K}_{0,33}\text{MnO}_2$ (*t*28/23).

Установлено, что размер области когерентного рассеяния (ОКР) вдоль кристаллографической оси *c* составляет примерно 150 ± 50 нм, перпендикулярно оси *c* – $7,5 \pm 0,5$ нм, т.е. кристаллиты имеют сильно вытянутую вдоль оси *c* форму.

Результаты исследований в растровом электронном микроскопе подтверждают эти данные.

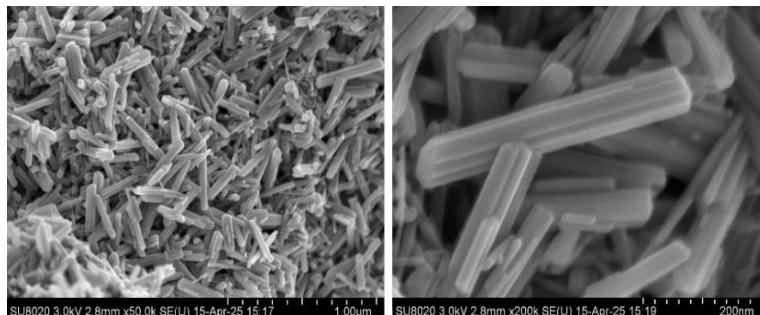


Рисунок 1. Фотография образца криптомелана, полученная в растровом электронном микроскопе Hitachi SU8020

На фотографии образца видно, что кристаллиты сильно вытянуты и имеют игольчатую морфологию с высоким аспектным отношением.

Литература

1. Tsuji M., Abe M. Synthesis of cryptomelane-type hydrous manganese dioxide//Solvent Extraction and Ion Exchange, 1984, 2 (2), 253.
2. Маслов О.Д., Божиков Г.А., Иванов П.И., Густова М.В., Белов А.Г., Дмитриев С.Н. Применение наноструктурного материала для разделения ^{238}U и ^{237}U , получаемого в фотоядерной реакции $^{238}\text{U}(\gamma, n)^{237}\text{U}$ //Радиохимия, 2010, 52(1), 76.

**СОРБЦИЯ УРАНА ИЗ ПРОДУКТИВНЫХ РАСТВОРОВ СТАДИИ
АЗОТНОКИСЛОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ
ОТХОДОВ КОНВЕРСИОННОГО ПРОИЗВОДСТВА**

Наливайко К.А., Скрипченко С.Ю., Титова С.М., Рычков В.Н.

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620062, Екатеринбург, Мира 19,
e-mail: k.a.nalivaiko@urfu.ru*

На промышленных площадках предприятий, связанных с переработкой первичных концентратов урана, в результате их многолетней работы накоплены большие объемы твердых радиоактивных отходов (РАО) с содержанием урана до 0,15 масс. %. В условиях постоянного увеличения спроса на уран и постепенного истощения его месторождений с низкой себестоимостью добычи, подобные хранилища твердых РАО в перспективе могут быть рассмотрены как техногенные источники урана. В настоящее время проводятся комплексные исследования переработки подобных твердых РАО гидрометаллургическими методами.

Одним из вариантов такой переработки является выщелачивание урана растворами HNO_3 с последующей их сорбционной переработкой. В ходе предыдущих исследований было установлено, что высокая степень извлечения урана обеспечивается при концентрации HNO_3 100-150 г/дм³, при этом после выщелачивания избыточная кислотность продуктивного раствора (ПР) составляет до 50 г/дм³ по HNO_3 [1]. Таким образом цель данного исследования заключалась в определении возможности концентрирования и очистки урана из полученных ПР методом ионного обмена.

Для исследования сорбции урана были выбраны катиониты и амфолиты с различными функциональными группами: сульфокатиониты (КУ-2-8, Purolite C160), фосфорнокислые (КФП-12, Purolite D5041), аминотетрафосфоновые (АНКФ 80, Tulsion CH 93), аминофосфорнокислый (Purolite S950) и ионит Purolite S957 с сульфоновой и фосфоновой функциональными группами. Была установлена зависимость статической обменной емкости (СОЕ) выбранных ионитов по урану в зависимости от концентрации HNO_3 в модельном и продуктивном растворах. С увеличением концентрации HNO_3 от 10 до 100 г/дм³ СОЕ всех ионитов по отношению к урану снижается, в особенности у сульфокатионитов, что связано с конкурентной сорбцией H^+ - ионов. В меньшей степени значение СОЕ зависит от концентрации HNO_3 для фосфорнокислых ионитов, так как, кроме ионного обмена, сорбция урана также происходит и за счет образования донорно-акцепторной связи катиона уранила с фосфорильным кислородом.

Сорбцию урана в динамическом режиме проводили из ПР с $\text{C}(\text{U})=0,25$ г/дм³ и $\text{C}(\text{HNO}_3)=46$ г/дм³ на фосфорнокислых ионитах Tulsion CH93 и Purolite D5041. Значения динамической обменной емкости составили: 4,7 и 3,1 кг(У)/м³; полной динамической обменной емкости – 15,7 и 13,2 кг(У)/м³. Десорбцию урана в динамическом режиме проводили при температуре 50 °С в две стадии раствором карбоната/бикарбоната аммония (100 и 180 г/дм³). Суммарные степени десорбции за две стадии составили 83 и 89% для Tulsion CH93 и Purolite D5041, соответственно. Конечный продукт был получен в виде полиураната натрия, массовая доля урана в полученном концентрате составила 55,4%.

Литература

1. Кабаков А. С., Титова С. М., Наливайко К. А., Скрипченко С. Ю. IX Международная молодежная научная конференция Физика. Технологии. Инновации, 2022, Екатеринбург, 528-529.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ СТРУКТУРНЫХ ПАРАМЕТРОВ СЛОИСТОГО ДВОЙНОГО ГИДРОКСИДА ЦИНКА И АЛЮМИНИЯ НА АДсорбЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПО ОТНОШЕНИЮ К УРАНУ

Проваторова В.В., Зайкова А.Р., Ринчинова В.Б., Иванов Н.П.

*Дальневосточный федеральный университет, 690922, Владивосток, п. Аякс 10,
e-mail: provatorova.vv@dvfu.ru*

Изучение катионного соотношения Me^{2+}/Me^{3+} в слоистых двойных гидроксидах (СДГ) важно, поскольку данный параметр определяет образование положительно заряженных локальных участков на поверхности материала, определяя его сорбционную активность по отношению к анионным адсорбатам, включая уран (U(VI)). Несмотря на исследования микроструктуры и морфологии СДГ, связь между катионным составом и сорбционной емкостью по урану до конца не изучена. Ее выяснение поможет создавать более эффективные сорбенты для очистки жидких радиоактивных отходов.

Цель работы: (i) изучить влияние катионного соотношения Me^{2+}/Me^{3+} (3/1; 2/1; 1/1) в Zn-Al-СДГ на их структурные и функциональные свойства, выбрав оптимальный диапазон составов, обеспечивающий стабильность кристаллической структуры и сохранение характерных сорбционных характеристик материала.

Исследование динамической адсорбции урана показало, что оптимальное катионное соотношение Zn^{2+}/Al^{3+} составляет 2/1, обеспечивая максимальную динамическую сорбционную емкость (табл. 1). Это соотношение также демонстрирует наилучшие показатели в условиях равновесной адсорбции.

Снижение доли Al^{3+} (соотношение 3/1) приводит к ухудшению сорбционных характеристик, а при соотношении 1/1 наблюдается резкое падение динамической емкости, делающее материал непригодным для практического применения ($V = 10$ мл/ч, $C_0 = 100$ мг/л). Хотя кристаллическая структура всех образцов схожа, различия в пористой организации объясняют наблюдаемые эффекты. Для Zn-Al-1/1 требуется высокая локальная концентрация адсорбата для полного насыщения, что недостижимо в динамическом режиме, поэтому применение Zn-Al-СДГ-1/1 не является перспективным. Наиболее целесообразным представляется выбор сорбента Zn-Al-СДГ-2/1 ввиду его наилучших сорбционных характеристик.

Таблица 1. Значения ПДОЕ процесса адсорбции U(VI) из монокомпонентного раствора нитрата уранила на Zn-Al-СДГ с различными катионными соотношениями

Образец	ПДОЕ, мг(UO_2^{2+})/г
Zn-Al-СДГ-1/1	0,26
Zn-Al-СДГ-2/1	17,05
Zn-Al-СДГ-3/1	14,51

Исследование выполнено в рамках Государственного задания № FZNS-2025-0013, тема: «Спектроскопия рентгеновского поглощения на источниках синхротронного излучения для направленного химического синтеза функциональных материалов, востребованных в атомной промышленности»

ПРИМЕНЕНИЕ НОВЫХ ФТОРИРОВАННЫХ РАЗБАВИТЕЛЕЙ В СИНТЕЗЕ СОРБЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ИЗВЛЕЧЕНИЯ ^{210}Pb И ^{210}Po

**Разина В.А.,^а Шибецкая Ю.Г.,^а Турянский В.А.,^а Бежин Н.А.,^а
Смирнов И.В.,^б Тананаев И.Г.^{а,в}**

^аСевастопольский государственный университет,
299053, Севастополь, ул. Университетская 33,

^бРадиевый институт им. В.Г. Хлопина, 194021, Санкт-Петербург, 2-ой Муринский пр., д. 28

^вИнститут химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева
Кольского научного центра РАН, 184209, Апатиты, ул. Академгородок, д. 26а

e-mail: varazina@mail.sevsu.ru

Проблема радиационного загрязнения водных объектов природными радионуклидами все чаще привлекает внимание исследователей. ^{210}Pb и ^{210}Po относятся к особо опасным естественным радионуклидам, которые входят в перечень приоритетных радионуклидов, подлежащих определению в питьевых водах при превышении суммарной альфа-бета-активности. Кроме того, ^{210}Pb и ^{210}Po применяются для определения количественных показателей процессов седиментации взвешенного вещества и потоков взвешенного органического углерода [1]. Поэтому в настоящее время актуальным является получение новых эффективных материалов для извлечения ^{210}Pb и ^{210}Po из природных сред.

Нами были синтезированы сорбенты на основе различных носителей (стирол-дивинилбензолных, полиакрилонитрильных, силикагелевых), импрегнированных растворами ди-*трет*-бутилдициклогексил-18-краун-6 во фторированных разбавителях (3-нитробензотрифториде F-3, бис(2,2,3,3-тетрафторпропил) карбонате ВК-1, бис(2,2,3,3-тетрафторпропокси)-метане FN-1) или в смеси фторированного разбавителя с органической добавкой (ди-2-этилгексилфосфорной кислотой, спирт-теломером п3, ионной жидкостью). Выбор фторированных разбавителей обусловлен их способностью хорошо растворять краун-эфиры, не образовывать труднорастворимые продукты гидролиза и радиолитического распада, а также химической стабильностью и умеренной полярностью [2].

В ходе исследований были установлены оптимальные материалы (носитель, растворитель, разбавитель, добавка) и условия синтеза (концентрация краун-эфира, температура и время импрегнирования). Наиболее эффективно извлечение свинца из модельных растворов демонстрировали сорбенты на основе стирол-дивинилбензольного носителя LPS-500, импрегнированного 1 моль/л раствором ди-*трет*-бутилдициклогексил-18-краун-6 во фторированном разбавителе. Оптимальное время импрегнирования составило 1 – 3 ч при температуре 50 – 60 °С.

Полученные сорбенты эффективно извлекают свинец из 1 моль/л азотнокислых растворов. Наибольшие коэффициенты распределения получены для сорбентов на основе ВК-1 (около $5,4 \cdot 10^3$ мл/г). Синтезированные сорбенты показывают более высокую эффективность в сравнении с коммерческими аналогами компании TrisKem (Sr Resin, Pb Resin, TK100 Resin и TK102 Resin).

Далее планируется исследование физико-химических параметров полученных сорбентов и их испытание на природных водах.

Литература

1. Honjo S. *Journal of Marine Research*, 1980, **38**, 53.
2. Timoshenko V.V., Brechalov A.A., Ermolenko Y.E., Smirnov I.V. *RAD Conference Proceedings*, 2021, **5**, 42.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-73-20027, <https://rscf.ru/project/25-73-20027/>.

РАЗДЕЛЕНИЕ Lu, Yb, Tm С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МОЛОЧНОЙ КИСЛОТЫ В КАЧЕСТВЕ ЭЛЮЕНТА

Ротманов К.В., Гончарова Г.В., Лобаненко В.В., Бут Е.В., Андреев О.И.

АО "Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов", 433510, Ульяновская область, Димитровград, Западное шоссе, 9,
e-mail: kvrotmanov@niiar.ru

Для разделения редкоземельных элементов методом ионообменной хроматографии, в качестве комплексообразователей применяются оксикарбоновые кислоты, в частности, молочная кислота. Известно [1,2], что динамика ионообменного разделения определяется концентрацией и кислотностью элюирующего раствора. В данной работе опробована методика разделения Lu, Yb, Tm при различных концентрациях молочной кислоты ($\text{pH} = 5,0$). Для экспериментов по разделению использована хроматографическая колонка объемом 10 см^3 , заполненная катионитом Bio-Rad AG 50W-X8 (200-400 mesh) в NH_4^+ -форме. В качестве элюента использовали растворы аммонийной соли молочной кислоты в диапазоне концентраций от 0,081 моль/л до 0,104 моль/л. Регулирование pH осуществляли частичной нейтрализацией растворов молочной кислоты аммиаком. Результаты представлены на рисунке 1.

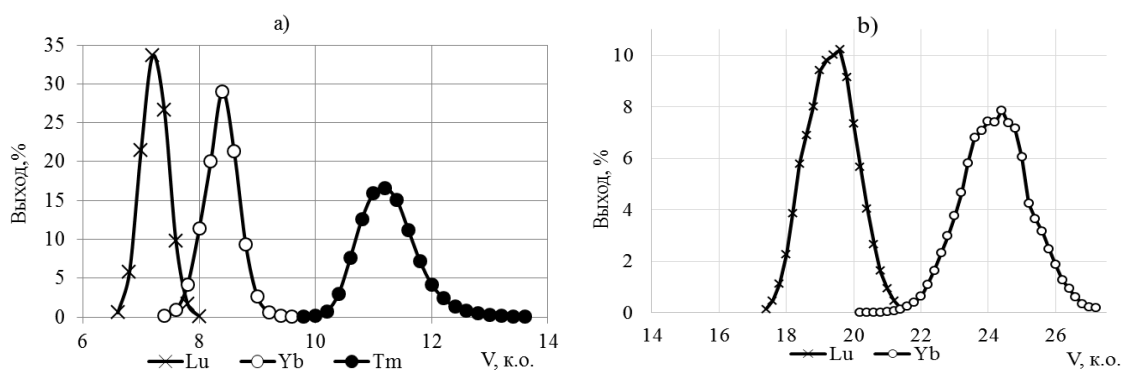


Рисунок 1. Выходные кривые РЗЭ при элюировании растворами аммонийной соли молочной кислоты ($\text{pH}=5,0$): а) концентрация элюента 0,104 моль/л б) концентрация элюента 0,081 моль/л (к.о. – колоночный объем).

Установлено, что значения динамических коэффициентов распределения $D(\text{Lu})$ и $D(\text{Yb})$ возрастают с уменьшением концентрации элюента: для 0,104 моль/л молочной кислоты $D(\text{Lu})=5,95$ и $D(\text{Yb})=7,15$; для 0,081 моль/л молочной кислоты $D(\text{Lu})=18,35$ и $D(\text{Yb})=23,15$. Для пары Lu-Yb факторы разделения при концентрации элюента 0,104 моль/л и 0,081 моль/л составляют 1,20 и 1,26 соответственно. Показано, что в исследуемых условиях эксперимента уменьшение концентрации молочной кислоты улучшает разделение пары Lu-Yb, но увеличивает объемы элюирования разделяемых компонентов.

Литература

1. Рябчиков Д.И., Рябухин В.А. Аналитическая химия редкоземельных элементов и иттрия. – М.: Наука, 1966. – 381с.
2. Nervik W.E. The Journal of Physical Chemistry, 1955, **59**, 690

ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ХРОМАТОГРАФИЧЕСКИХ СМОЛ TRU И СПС-SBA, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ

Санникова П.А., Мосина Н.Г., Владимирова М.В.

*ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина»,
456770, Снежинск, Васильева 13,
e-mail: dep5@vniitf.ru*

Исследование способов выделения плутония как матричного элемента плутонийсодержащих растворов дает возможность дальнейшего применения такого высокочувствительного метода, как масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой для анализа нерадиоактивных примесей. Плутоний оказывает подавляющее влияние на аналитические сигналы примесных элементов в процессе измерений, а также обладает высокой радиационной активностью, что требует его предварительного отделения. Для этого предложено использовать методы ионообменной и экстракционной хроматографии, которые отличаются высокой селективностью и производительностью, а также простотой аппаратного оформления.

Целью данной работы является подбор оптимальных условий для отделения плутония и сравнение сорбционных характеристик по отношению к плутонию хроматографических смол зарубежного и российского производства: TRU (США) и СПС-SBA (ООО «Техносорбент» г. Москва), используемые в аналитических целях.

Исследования по выделению плутония из растворов на хроматографических смолах проводились в динамических условиях в среде азотной кислоты с концентрацией 3М и 7М [1]. Элюирование плутония проводилось растворами щавелевокислого аммония и раствором 0,35 М азотной кислоты, с смолы TRU и СПС-SBA, соответственно. Пробы образцов предварительно растворяли в соляной кислоте различной концентрации. Окисление Pu (III) до Pu (IV) или Pu (VI) проводилось путем добавления азотной кислоты различной концентрации или смеси кислот [2].

Экстракционно-хроматографическая смола TRU показала высокие результаты в динамических условиях как на стадии сорбции, так и на стадии десорбции в растворах азотной кислоты с концентрацией 3М и 7М,. Общий выход плутония составил (89,0 – 96,0) %. Для смолы СПС-SBA показано, что сорбция и десорбция плутония в 3М растворе протекает в значительно меньшей степени, а в 7М полученные характеристики сопоставимы с результатами, полученные для смолы TRU. При использовании отечественной смолы СПС-SBA в пределах ее сорбционных характеристик можно добиться результатов, сопоставимых со смолой TRU американского производства.

Проведена оценка эффективности выделения америция, который сопутствует плутонию за счет радиоактивного распада и вносит существенный вклад общую радиоактивность проб. Результаты показали, что смола СПС-SBA не пригодна для выделения америция. В свою очередь америций удовлетворительно сорбируется на сорбенте TRU, но из-за малой сорбционной емкости вымывается промывным раствором.

Литература

1. Аналитическая химия элементов - Милокова М.С., Гусев Н.И., Сентюрин И.Г., Складенко И.С. Плутоний - 1965
2. Diamond R.M., Street K., Ir. Seaborg G. T.J. Am. Chem. Soc., 76, 1461 (1954).

**МОДЕЛИРОВАНИЕ РЕДОКС-ПОТЕНЦИАЛОВ
МАЛЫХ ОРГАНИЧЕСКИХ МОЛЕКУЛ –
ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ РЕДОКС-АГЕНТОВ ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ**

Смирнов М.В.^{а,б} Митрофанов А.А.^{б,а}

^а*Институт искусственного интеллекта МГУ имени М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ломоносовский просп., д. 27, к. 1*

^б*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы, д. 1, с. 3
e-mail: MV.Smirnov@iai.msu.ru*

В настоящее время актуальным направлением развития российской атомной энергетики является замыкание ядерного топливного цикла и повторное использование отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). В цикле переработки ОЯТ для селективного разделения и выделения катионов тяжелых металлов, в том числе, изотопов урана, нептуния и плутония, используют жидкость-жидкостную экстракцию с применением органических комплексообразователей, а также электрохимические методы.¹ Однако, используемые в качестве редокс-агентов неорганические соединения железа или урана способствуют увеличению солесодержания растворов и постепенной коррозии и выводу из строя элементов технологических установок. Перспективными редокс-агентами являются несолеобразующие малые (до 1000 Да) органические молекулы. Использование теоретических подходов к моделированию потенциалов таких молекул в требуемом растворителе позволяет охватить большую часть химического пространства, а также сократить количество экспериментальной работы.

Был создан алгоритм, который предсказывает редокс-потенциал органических молекул в выбранном растворителе, на основе графовой сверточной нейронной сети², использующей представление редокс-активных молекул в виде графов и представление растворителей в виде вектора физико-химических параметров. Модель была обучена на наборе данных, состоящем из 1104 молекул и их экспериментально определенных редокс-потенциалов, составленном вручную из литературных данных и результатов собственных экспериментов по регистрации вольтамперограмм. Пересчет значений потенциалов молекулы в разных растворителях осуществлялся при помощи квантовохимических расчетов, для которых наборы конформаций молекул определялись с использованием алгоритма искусственной пчелиной колонии³.

Полученная модель способна предсказывать одноэлектронный окислительный и восстановительный потенциалы молекулы в 12 различных полярных и неполярных растворителях с СКО 0.19 В, коэффициент детерминации модели (R^2) на внешнем тестовом наборе данных составил 0.97.

Литература

1. Мясоедов Б.Ф., Калмыков С.Н., Шадрин А.Ю. *Вестник Российской академии наук*, 2021, **91**, 459.
2. Korolev V., Mitrofanov A., Korotcov A., Tkachenko V. *Journal of Chemical Information and Modeling*, 2020, **60**, 22.
3. Smirnova A.A., Yablonskiy M.D., Marchenko E.I., Andreadi N.G., Mitrofanov A.A. *Phys. Chem. Chem. Phys.*, 2025, **27**, 9590.

**ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ ОСАЖДЕНИЕ ГАДОЛИНИЯ
ИЗ ЭЛЕКТРОЛИТА НА ОСНОВЕ ДМФА**

**Смирнов М.Н., Горбачева Е.Р., Ротманов К.В., Перепелкин Д.А.,
Зеленковский И.Г.**

*АО «ГНЦ НИИАР», 433510, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное ш., д. 9
e-mail: mnsmirnov@niiar.ru*

В АО «ГНЦ НИИАР» выпускаются медицинские источники нейтронов на основе Cf-252 штырькового типа, предназначенные для внутритканевой лучевой терапии. Для изготовления активного сердечника источников данного типа применяют разработанную в АО «ГНЦ НИИАР» технологию электрохимического осаждения калифорния, основанную на осаждении калифорния из водно-спиртовых растворов, в частности, из смесей разбавленной азотной кислоты и изобутилового спирта [1]. Осаждение проводится в охлаждаемой водой электрохимической ячейке, анодом которой выступает её платиновый корпус, а катодом – платиновая проволока.

Недостатком действующей технологии являются длительность процесса, а также чувствительность процесса к качественному и количественному составу органических примесей в изобутиловом спирте, наличию некоторых катионных примесей и температуре процесса. Отклонения в этих параметрах вызывают снижение полноты осаждения, неравномерность распределения по катоду, а также ухудшение адгезии покрытия, выражающегося в его осыпании с катода.

Согласно данным из монографии [2] характеристики покрытия могут быть значительно улучшены при осаждении из неводных органических электролитов. В качестве такого органического растворителя выбрали N,N-диметилформамид (ДМФА), который, в отличие от используемых для схожих задач изопропилового и изобутилового спирта, обладает более высокими проводимостью и температурой кипения, и меньшими вязкостью и диэлектрической проницаемостью [3,4].

Используя гадолиний как имитатор калифорния, исследовали влияние катионных примесей и температуры электролита на значение полноты осаждения и кинетику процесса осаждения. Так, выявлено, что в течение первых 15-20 минут процесса электропроводность электролита снижается до некоего минимального значения, после чего логарифмически растёт на протяжении как минимум 5 часов, причем как сами значения электропроводности, так и скорость её роста, на всём протяжении процесса прямо коррелирует с начальной концентрацией носителей заряда (нитрата гадолиния) в электролите.

Литература

1. Радченко В.М., Рябинин М.А., Кузнецов Р.А. Источники ионизирующих излучений на основе трансплутониевых элементов. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2007. – 123 с.
2. Фиалков Ю.Я., Грищенко В.Ф. Электровыделение металлов из неводных растворов. – Киев: Наук. думка, 1985. – 240 с.
3. Vascon A. et al. Smooth crack-free targets for nuclear applications produced by molecular plating. – Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, №714, 2013. – С. 163-175.
4. Vascon A. et al. The performance of thin layers produced by molecular plating as α -particle sources. – Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, №721, 2013. – С. 35-44.

КОНЦЕНТРИРОВАНИЕ СУРЬМЫ (III) НЕОРГАНИЧЕСКИМИ СОРБЕНТАМИ ИЗ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Суетина А.К., Воронина А.В.

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
физико-технологический институт, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 21,
e-mail: annasuetina@mail.ru*

В условиях растущих требований к радиационной безопасности и охране окружающей среды, разработка эффективных методов удаления сурьмы из жидких радиоактивных отходов (ЖРО) является одним из приоритетных направлений исследований. Изотопы сурьмы, такие как Sb-122 ($T_{1/2}=2,7$ суток), Sb-124 ($T_{1/2}=60,2$ суток) и Sb-125 ($T_{1/2}=2,77$ лет), хотя и имеют короткий период полураспада, но вносят значительный вклад в общую активность теплоносителя, трапных вод и ЖРО АЭС. Удельные активности Sb-124 и Sb-125 в трапной воде могут достигать $3,6 \cdot 10^4$ Бк/кг и вносят основной вклад (около 51 %) в удельную активность гамма-излучающих радионуклидов в трапной воде [1].

Извлечение сурьмы осложнено формой ее нахождения в растворе, сурьма может присутствовать в водах в двух степенях окисления (+3, +5). В кислой области значений pH ионы сурьмы в растворе присутствуют в катионной форме, в щелочной области – в анионной [2]. Для выделения сурьмы (III) из растворов перспективны ионообменные методы. Использование ионообменных смол для выделения сурьмы ограничено вследствие неселективности смол, а также их ограниченной радиационной стойкости. Неорганические сорбенты обладают высокой химической, термической и радиационной устойчивостью, поэтому их применение является наиболее предпочтительным и перспективным.

В работе исследованы сорбционные характеристики неорганических сорбентов по отношению к ионам сурьмы (III). Получены зависимости степени сорбции от pH раствора, концентрации сурьмы в растворе, времени контакта фаз. Определены сорбционные характеристики материалов, исследована сорбция сурьмы из имитата теплоносителя реактора ВВЭР, определён ресурс сорбентов в динамических условиях.

Показано, что сорбция сурьмы не зависит от pH раствора в интервале 2-10. Статические обменные емкости для всех исследованных сорбентов составили не менее 40 мг/г, а коэффициенты распределения – 10^3 - 10^4 мл/г, что позволяет рассматривать неорганические сорбенты, как перспективные для извлечения ионов сурьмы (III) из растворов сложного солевого состава, включая ЖРО.

Литература

1. Шаров Д.А., Семеновых А.С., Иванов Е.А. и др. *Ядерная и радиационная безопасность*, 2023, **2**(108), 82-96.
2. Петров А.М., Тихомирова Е.В., Аксенова С.В. и др. *Неорганические материалы*, 2023, **59**(8), 847-852.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (в рамках базовой части госзадания, проект № FEUZ-2023-0013).

РАЗРАБОТКА СПОСОБА ИЗМЕРЕНИЯ МАССОВОЙ ДОЛИ U-232 С
ВЫДЕЛЕНИЕМ НА СМОЛЕ ТВЭКС-ТБФТарасовских Т.В., Санникова П.А.

ФГУП «РФЯЦ ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина»,
456770, Снежинск, Васильева 13,
e-mail: dep5@vniitf.ru

Изотопный состав урана является ключевой характеристикой урана и его сплавов. Помимо существующих в природе изотопов урана (^{234}U , ^{235}U , ^{238}U) в урансодержащих материалах (УМ) может присутствовать ^{232}U , обладающий сравнительно небольшим периодом полураспада (68,9 лет) и, следовательно, высокой удельной активностью. Также в цепочке распада ^{232}U образуется ряд короткоживущих гамма-излучателей. Основную радиационную опасность представляет ^{208}Tl ($T_{1/2} = 3,05$ мин), испускающий гамма-кванты с энергией 2,6 МэВ [1].

Для контроля качества урансодержащих материалов и для оценки дозовой нагрузки на персонал при работе с ураном и его сплавами необходима методика определения ^{232}U . Основным, используемым в настоящее время, методом определения ^{232}U является альфа-спектрометрический метод, обладающий преимуществом прямого измерения ^{232}U по энергиям альфа-частиц 5,320 МэВ (0,69); 5,260 МэВ (0,31) [2]. Альфа-спектрометрический метод требует приготовления радиохимически чистого тонкослойного образца с массовой толщиной осадка 80-150 мкг/см² [3].

Целью данной работы является подбор оптимальных условий для отделения урана от мешающих радионуклидов и отработка метода приготовления тонкослойного счетного образца.

Определению ^{232}U мешают ^{228}Th (5,423 МВ (0,12); 5,340 МэВ (0,05)) и ^{210}Po (5,304 МэВ), энергии альфа-излучения которых близки к энергии ^{232}U . Уран отделяли от мешающих радионуклидов с помощью твердофазного экстрагента ТВЭКС-ТБФ. Определили, что применение смолы ТВЭКС-ТБФ способствует отделению практически всех примесных и дочерних радионуклидов.

Счетные образцы готовили по методике количественного определения объемной активности изотопов урана (234, 238) [4], согласно которой проводится электроосаждение урана на подложку-диск из нержавеющей стали. Во время работы были выявлены и устранены недочеты электролитической ячейки, что позволило увеличить степень электролитического осаждения до 90 ± 10 % и увеличить стабильность получаемых результатов. Определили количество урана, необходимое для получения счетного образца с массовой толщиной осадка 80-150 мкг/см². В ходе работы были проведены пробные эксперименты по определению условной массовой доли ^{232}U в модельных растворах в диапазоне от $1 \cdot 10^{-7}$ до $1 \cdot 10^{-5}$ %. Расхождение полученных результатов с теоретическими значениями составляло не более 10 %.

Литература

1. Матвеев Л.В., Центер Э.М. Уран-232 и его влияние на радиационную обстановку в ядерном топливном цикле. М.: Энергоатомиздат, 1985. – 72 с.
2. Мануилова Л.И., Бахур А.Е., Назарова О.Б., Зуев Д.М., Стародубов А.В., Машин Д.М. АНРИ, 2019, № 3 (98). – С. 19-28.
3. ОСТ 95 999-92. Уран, его соединения и сплавы. Методика альфа-спектрометрического определения содержания урана-232 и урана-234. 1993. – 21 с.
4. МИ № 156-У-В/07. – М.: АСИЦ ФГУП ВИМС, 2003. – 17 с.

УМЕНЬШЕНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОБОРОТОВ (СБРОСНЫХ)

Терешин И.А., Повыдыш Н.Н.

*ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Ленина, д. 53,
e-mail: IATereshin@sibghk.ru*

С увеличением объема сбросных растворов, образующихся в ходе деятельности радиохимического производства, происходит пропорциональный рост затрат на обращение с ними, что отрицательно влияет на экономику предприятия.

В рамках деятельности УПП был проведен ряд экспериментальных технологических процессов, направленных на снижение технологических оборотов, включающих в себя два основных направления:

- повышение эффективности основного процесса по сорбционной очистке плутония;
- промежуточное кондиционирование сбросных растворов с целью их концентрирования и направления на дополнительное извлечение ценных компонентов.

Первое направление включает в себя исследование влияния температуры раствора, поддерживаемой в процессе сорбции, а также метода поддержания температуры на эффективность улавливания плутония сорбентом АМ-4ВП. В ходе исследования производился набор статистики о концентрации плутония в сбросных растворах при проведении типовых операций на двух колоннах с аналогичным объемом загруженного сорбента при разных температурах процесса и различных методах ее регулирования: в колонне 1 подвод тепла осуществлялся непосредственно через рубашку аппарата, в колонне 2 раствор подавался предварительно разогретым в аппарате, из которого производилась его выдача.

Промежуточные результаты показали слабое влияние как поддерживаемой температуры, так и метода ее поддержания на эффективность улавливания плутония сорбентом.

Второе направление включает в себя экспериментальный технологический процесс по обращению с образующимся в ходе деятельности УПП плутоний содержащим фильтратом. Основными этапами данного процесса являются:

- сбор и отстой образующегося фильтрата;
- нагрев фильтрата до температуры 75 °С в присутствии перекиси водорода при постоянном перемешивании с целью разложения оксалат-иона, присутствующего в растворе;
- концентрирование раствора путем упаривания в аппарате при его нагреве глухим паром;
- доведение раствора до кондиционных требований и направление на дополнительное извлечение плутония на сорбционных колоннах.

Данный процесс показал свою высокую эффективность и позволил существенно сократить как объем образующихся технологических сбросов, так и безвозвратные потери плутония в ходе работы УПП.

Таким образом, промежуточное кондиционирование фильтрата в настоящий момент является предпочтительным методом уменьшения технологических оборотов и готовится к внедрению на производстве на постоянной основе.

СОРБЦИЯ УРАНА ИЗ ПРОДУКТИВНЫХ РАСТВОРОВ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ С ПОВЫШЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ХЛОРИД-ИОНОВ

**Титова С.М., Каёткин В.Е., Рычков В.Н., Расторгуева М.И.,
Скрипченко С.Ю., Наливайко К.А.**

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина,
620062, Екатеринбург, Мира 19,
e-mail: avotitms@mail.ru*

В настоящее время начата добыча урана методом сернокислотного скважинного подземного выщелачивания (СПВ) на новом месторождении. Данное месторождение характеризуется повышенной минерализацией недр, что обуславливает высокое содержание (до 7-9 г/дм³) хлорид-ионов в продуктивных растворах (ПР). Известно, что переработку сернокислых ПР СПВ осуществляют методом анионного обмена. Однако, аниониты обладают низкой селективностью по отношению к урану в присутствии хлорид-ионов. Конкурентная сорбция хлорид-ионов неизбежно приведет к снижению производительности сорбционной установки по урану, а поступление примесных ионов в сорбционный цикл, в итоге, может обусловить ухудшение качества готового продукта – уранового концентрата.

Уран присутствует в сернокислых растворах с высоким содержанием хлорид-ионов не только в виде анионов, но и в значительной степени в виде катионов UO_2Cl^+ . Цель данной работы – исследовать возможность применения фосфорсодержащих катионитов и амфолитов для эффективного извлечения урана из сернокислых ПР СПВ с повышенным содержанием хлорид-ионов.

Сорбцию урана вели катионитом Purolite D5041 и амфолитами АНКГ-3Г и Lewatit TP260. Для сравнения уран сорбировали также на анионитах АМП и Axionit VPA-2. Сорбцию урана в динамическом режиме осуществляли из раствора состава, мг/дм³: U- 27,9; Cl^- - 8712; H_2SO_4 – 4410. Фильтрацию растворов через слой ионита осуществляли в направлении сверху вниз со скоростью, равной 1,5 объемам раствора через 1 объем ионита за 1 ч. Маточники сорбции отбирали на выходе из колонки фракциями и анализировали на содержание урана и хлорид-ионов. Процесс вели до уравнивания концентраций урана на выходе и выходе из колонок. По результатам эксперимента определили значения полной динамической обменной емкости (ПДОЕ) ионитов по урану и хлорид-ионам (Таблица 1).

Таблица 1. Значения ПДОЕ ионитов

Ионит	Тип	Функциональная группа	ПДОЕ по U, кг/м ³	ПДОЕ по Cl^- кг/м ³
Lewatit TP260	Амфолит	Аминометилфосфоновая	18,40	0
Purolite D5041	Катионит	Фосфорнокислая	26,18	0
АНКФ-3Г	Амфолит	Аминофосфорнокислая	30,83	0
АМП	Анионит	Бензилпиридиновая	2,32	17,27
Axionit VPA-2	Анионит	Винилпиридиновая	16,42	35,37

Таким образом, фосфорсодержащие катиониты и амфолиты обеспечивают эффективное извлечение урана из сернокислых ПР СПВ с повышенным содержанием хлорид-ионов, на что указывают высокие значения ПДОЕ, при этом хлорид-ионы, в отличие от анионитов, исследованные катиониты и амфолиты не извлекают вовсе.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫДЕЛЕНИЯ ЛЮТЕЦИЯ-177 МЕТОДОМ ГРАДИЕНТНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ.

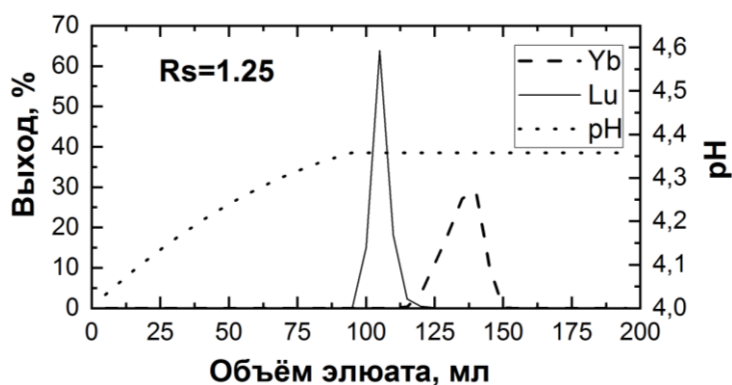
Ушаков И.А., Макаров В.С., Зукау В.В.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т, Кузовлевский тракт, 48, 634058, г. Томск,
e-mail: jiaozi@tpu.ru*

Сегодня новообразования являются одной из основных проблем в области медицины. Согласно данным Всемирной организации здравоохранения за 2022 год, в мире зарегистрировано около 20 млн. новых случаев заболевания раком и около 9,74 млн. смертей от рака¹. Одним из наиболее эффективных способов борьбы с ним является терапия с использованием радиофармпрепаратов (РФП). Использование РФП на основе лютеция-177 позволяет бороться с раком предстательной железы, нейроэндокринными опухолями, помогает при воспалительных (ревматоидных) заболеваниях суставов, а также используется при облегчении боли в костях.

Для медицинских целей нарабатывают лютеций-177 без носителя на ядерном реакторе путем облучения, обогащенного иттербия-176. Целью данной работы является исследование выделения лютеция-177 методом градиентной хроматографии.

Для исследования процесса выделения, был приготовлен раствор из стабильных и радиоактивных Lu и Yb, имитирующий растворенную мишень иттербия-176 после облучения в реакторе, массой ~6.5мг. Данный раствор разделялся на термостатируемой хроматографической колонке при температуре 60°C с использованием градиента pH с выпуклым профилем. Колонка заполнена катионообменной смолой Dowex 50WX8 (200-400 меш) в NH₄⁺ форме. Для серии экспериментов были рассчитаны степени разделения (Rs), которые качественно характеризуют качество разделения. Анализируя полученные данные был выбран оптимальный режим, при котором достигается оптимальная степень разделения, за удовлетворительное время.



Литература

1. Bray F, Laversanne M, Sung H, et al. Global cancer statistics 2022: GLOBOCAN estimates of incidence and mortality worldwide for 36 cancers in 185 countries. CA Cancer J Clin. 2024; 74(3): 229-263. doi:10.3322/caac.21834

СОВМЕСТНАЯ РАСТВОРИМОСТЬ НИТРАТА УРАНИЛА И НИТРАТА ПЛУТОНИЛА В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ

Филимонова Е.Д., Волк В.И., Шадрин А.Ю.

*АО «ВНИИИМ», г. Москва, ул. Рогова, 5а,
e-mail: EDFilimonova@bochvar.ru*

Кристаллизационный аффинаж нитрата уранила и неразделенной смеси нитратов шестивалентных U-Pu-Np станут замыкающими этапами очистки и выделения U, Pu и Np в технологии переработки смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего топлива (СНУП ОЯТ) на Модуле Переработки Опытного-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) АО «СХК», где будет реализован пристанционный ядерный топливный цикл реактора БРЕСТ-ОД-300 [1].

В основе кристаллизационного аффинажа лежит изогидрическая кристаллизация нитратов шестивалентных актиноидов из исходного высококонцентрированного раствора при понижении температуры. В ходе охлаждения исходного раствора концентрации нитратов актиноидов начинают превышать растворимость, что приводит к образованию кристаллической фазы. Концентрации большинства примесей не могут превысить собственные пределы растворимости, поэтому они концентрируются в маточном растворе. Шестивалентные U, Pu, Np изоморфны друг другу и потому сокристаллизуются, образуя твердый раствор.

Для эффективного проведения кристаллизационных процессов необходимы данные по растворимости целевых компонентов. Литературные данные о растворимости нитрата Pu (IV), нитрата уранила (НУ) и нитрата плутонила (НП) в смеси в азотнокислых растворах крайне ограничены. В работе представлены результаты экспериментального определения растворимости нитратов U(VI) и Pu(VI) в растворах азотной кислоты при исходных соотношениях в растворе $Pu/(Pu+U) = 0,3 \pm 0,015$ (основной массив); $Pu/(Pu+U) = 0,25 \pm 0,025$ и $Pu/(Pu+U) = 0,5 \pm 0,025$ (единичные эксперименты) при проведении изогидрической кристаллизации при температурах +25, +15 и +5 (± 3) °С. Приведены так же рассчитанные по экспериментальным данным изотермы растворимости нитратов уранила и плутонила в широком диапазоне концентраций азотной кислоты [2].

Литература

1. Шадрин А.Ю., Двоглазов К.Н., Масленников А.Г., Кашеев В.А., Третьякова С.Г., Шмидт О.В., Виданов В.Л., Устинов О.А., Волк В.И., Веселов С.Н., Ишунин В.С. // РН-процесс – технология переработки смешанного уран-плутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300. -Радиохимия. – 2016. – Т. 58. – №. 3. – С. 234-241.
2. Joint Solubility of Uranyl(VI) and Plutonyl(VI) Nitrates in Nitric Acid Solutions / E. D. Filimonova, V. I. Volk // Radiochemistry. – 2025. – Vol. 67, No. 1. – P. 25-30. – DOI 10.1134/S1066362225010047. – EDN UJBHXC.;

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).

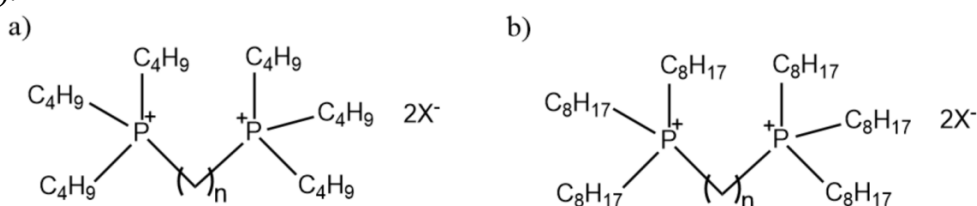


Рисунок 1. Общая формула дифосфониевых солей, $n=2-4$, $\text{X} = \text{Br}^-, \text{NO}_3^-$.

Для всех соединений были получены зависимости коэффициентов распределения урана(VI) и тория(IV) от концентрации фосфониевых солей в растворителе метанитробензотрифториде, 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.

ЭКСТРАКЦИОННОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ Am(III), Cm(III) И Ln(III) ИЗ КАРБОНАТНЫХ СРЕД КАРБОНАТОМ МЕТИЛТРИОКТИЛАММОНИЯ

Франкив С.О.,^а Бояринцев А.В.,^{а,б} Костикова Г.В.,^б Белова М.М.,^б Степанов С.И.^{а,б}

^аРХТУ им. Д.И. Менделеева, 125047, Москва, Миусская площадь, д. 9,

^бИФХЭ РАН, 119071, Москва, Ленинский проспект, 31/4

e-mail: frankiv.s.o@muctr.ru

На основе опубликованной в 2008 году концепции КАРБЭКС-процесса [1], российскими исследователями разработана группа процессов для переработки ОЯТ и некоторых видов радиоактивных отходов [2], включающей использование жидкостной экстракции для выделения делящихся материалов и фракционирования карбонатных растворов. Перспективными экстрагентами для этого являются соли четвертичных аммониевых оснований. В процессах фракционирования карбонатных растворов протестированы и хорошо себя зарекомендовали каликсарены, краун эфиры их производные и некоторые другие соединения [3].

Благодаря образованию растворимых карбонатных анионных комплексов некоторые продукты деления (ПД), такие как лантаноиды, америций, кюрий, в зависимости от условий проведения окислительного растворения в КАРБЭКС процессе, могут частично или полностью извлекаться из ОЯТ в карбонатный раствор совместно с ураном и плутонием. Ранее [4] была установлена высокая эффективность карбоната метилтриоктиламмония (МТОА) для очистки ЯМ от ПД. Применение карбоната МТОА в экстракционных процессах на аффинажных стадиях ЯМ в КАРБЭКС процессе, по сравнению с осадительными методами, обеспечивает достижение коэффициентов очистки ЯМ от ПД на уровне 10^6 – 10^8 .

Актуальной задачей по усовершенствованию схемы экстракционного аффинажа в КАРБЭКС-процессе является разработка способов и определение условий разделения актиноидов (An) и лантаноидов (Ln) из карбонатных сред. В работе установлено, что в области концентрации Na_2CO_3 от 0,5 до 2,0М возможно разделение Ac(III) и Ln(III) при экстракции карбонатом МТОА в УВР. Максимально достигнутые коэффициенты разделения составили: Am/La – 2,4; Am/Ce(III) – 5,1; Am/Eu – 6,3; Am/Y – 4,8; Am/Gd – 3,5; Cm/La – 1,9; Cm/Ce(III) – 3,6; Am/No – 5; Cm/Y – 5; Cm/No – 5,5. В изученных экстракционных системах не происходит разделения Am(III) и Cm(III). Значительное влияние на экстракцию Ac(III) и Ln(III) оказывает концентрация карбонат-иона в растворе. Вследствие возрастающего влияния конкурирующей экстракции карбонат-иона, происходит значительное подавление распределения трехвалентных металлов в органическую фазу. Повышение эффективности разделения Am(III) и Cm(III) от Ln(III) наблюдается при переходе от легких к средним и тяжелым лантаноидам.

Литература

1. Stepanov S.I., Chekmarev A.M. *Dokl. Chem.*, 2008, **423**(1), 276.
2. Stepanov S.I., Boyarintsev A.V. *Nucl. Eng. Technol.*, 2022, **54**(7), 2339.
3. Smirnov I.V., Karavan M.D., Istomina N.M., Kozlov P.V., Voroshilov Yu.A. *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, 2020, **326**(1), 675.
4. Boyarintsev A.V., Kostikova G.V., Frankiv S.O., Stepanov S.I. *Radiochemistry*, 2023, **65**(2), 261.

Работа выполнена в рамках программы Приоритет 2030.

ЭКСТРАКЦИЯ Tc(VII) ИЗ КАРБОНАТНЫХ РАСТВОРОВ КАРБОНАТОМ МЕТИЛТРИОКТИЛАММОНИЯ**Франкив С.О.,^а Бояринцев А.В.,^{а,б} Герман К.Э.,^б Степанов С.И.^{а,б}**^а*РХТУ им. Д.И. Менделеева, 125047, Москва, Миусская площадь, д. 9,*^б*ИФХЭ РАН, 119071, Москва, Ленинский проспект, 31/4**e-mail: frankiv.s.o@muctr.ru*

Технеций-99 является долгоживущим радиотоксичным нуклидом, который накапливается в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ). Поведение технеция в процессах радиохимической переработки ОЯТ определяется, прежде всего, свойствами наиболее термодинамически устойчивых ионов Tc(VII) и Tc(IV), соединения которых могут существовать в растворах [1]. В карбонатных средах внутреннее γ -облучение Tc(VII) не приводит к его самопроизвольному самовосстановлению до Tc(IV), что обусловлено окислительным действием карбонатных радикалов $\text{CO}_3^\cdot$ при радиоллизе карбонатных растворов [2]. Пертехнат-ион (TcO_4^-) отличается высокой растворимостью в карбонатных средах и экстракционной способностью к солям четвертичных аммониевых оснований (ЧАО) [3]. В условиях карбонатной переработки ОЯТ в КАРБЭКС-процессе [4], следует ожидать распределение технеция в виде TcO_4^- совместно с карбонатными анионными комплексами уранила и плутонила в технологические потоки на стадиях окислительного растворения топливной композиции и экстракционной переработки с использованием карбоната метилтриоктиламмония (МТОА).

Актуальной задачей для совершенствования схемы КАРБЭКС-процесса, является определение химии экстракции технеция из карбонатных растворов карбонатом метилтриоктиламмония и разработка способов выделения технеция из технологических потоков ЯМ.

В работе представлены экспериментальные данные по экстракции Tc(VII) из индивидуальных модельных карбонатных растворов, содержащих от 0,1 до 2,0 М Na_2CO_3 , толуольными растворами карбоната МТОА. Показана возможность выделения до 99% Tc(VII) в органическую фазу при экстракции 0,06 М карбонатом МТОА. Величина коэффициента распределения Tc(VII) при экстракции из карбонатных растворов карбонатом МТОА может достигать 60, что превышает показатели извлечения для U(VI) и Pu(VI) в аналогичных условиях. При изменении концентрации Na_2CO_3 в растворе с 0,1 М до 2,0 М коэффициент распределения Tc(VII) снижался с 36 до 26. Полученные результаты подтвердили преимущественную экстракцию Tc(VII) и его соэкстракцию с ЯМ при экстракционной переработке карбонатных растворов окислительного растворения ОЯТ в КАРБЭКС-процессе с использованием карбоната МТОА, что требует разработки способов выделения Tc(VII) перед экстракцией U(VI) и Pu(VI).

Литература

1. Попова Н.Н., Тананаев И.Г., Ровный С.И., Мясоєдов Б.Ф. *Успехи химии*, 2003, 72(2), 115.
2. Тарасов В.П., Муравлев Ю.Б., Герман К.Э., Попова Н.Н. *Докл. АН*. 2001, 377, 221
3. Boyd G.E., Larson Q.V. *J. Phys. Chem.*, 1960, 64, 988.
4. Stepanov S.I., Boyarintsev A.V. *Nucl. Eng. Technol.*, 2022, 54(7), 2339.

Работа выполнена в рамках программы Приоритет 2030.

СОРБЦИОННАЯ ПЕРЕРАБОТКА УРАНСОДЕРЖАЩИХ ПРОДУКТИВНЫХ РАСТВОРОВ С ПОЛУЧЕНИЕМ «ЖЕЛТОГО КЕКА» ПРИ КАРБОНАТНОЙ ПЕРЕРАБОТКЕ ОКИСЛЕННОЙ ЗОЛОТО-УРАНОВОЙ РУДЫ

Алексеев К.А.,^а Пришлякова К.С.,^а Бояринцев А.В.,^а Степанов С.И.,^а
Кольцов В.Ю.,^б Трубаков Ю.М.,^б Сарычев Г.А.^б

^аРХТУ им. Д.И. Менделеева, 125047, Москва, Миусская площадь, д. 9,

^бАО Эльконский горно-металлургический комбинат,
678900, Республика Саха (Якутия), г. Алдан, ул. Ленина, д. 21.

e-mail: boiarintsev.a.v@muctr.ru

При карбонатном кучном выщелачивании (КВ) окисленных золото-урановых руд (далее руда) образуются продуктивные растворы, в которых U(VI) находится в виде карбонатных анионных комплексов. Для извлечения урана из ПР применяются сильноосновные аниониты (АМП, АМ и др.), обладающие высокой селективностью к урану даже в присутствии значительных концентраций сопутствующих ионов [1].

На основании результатов физико-химического анализа сорбционных систем: водный карбонатный/бикарбонатный раствор карбонатных комплексов U(VI) – анионит (AB-17-8, Amberlite® IRA-410, Dowex 1x2-200, Seplite LSC688, Purolite A600) в $\text{CO}_3^{2-}/\text{HCO}_3^-$ форме, установлено протекание процессов сорбции анионных карбонатных комплексов уранила карбонатной формой сильноосновного анионита, а также протекание процессов гидролитической полимеризации сорбированных карбонатных комплексов уранила в фазе анионита в присутствии протона угольной кислоты при переходе к бикарбонатной форме сильноосновного анионита или при насыщении карбонатного U(VI)-содержащего раствора углекислым газом. В этом случае наблюдается углубление гидролитических превращений, образование плохо сорбируемых незаряженных полиядерных соединений U(VI) и снижение сорбционной емкости анионита по урану. Снижение емкости по урану для изученных сильноосновных анионитов наиболее сильно выражено для бикарбонатных растворов, чем для карбонатных растворов. Причиной снижения емкости анионитов по урану при переходе от карбонатного к бикарбонатному раствору является более сильная конкуренция бикарбонат-иона по отношению к уранилтрикарбонатному комплексу при сорбции на анионитах в сравнении с карбонат-ионом, которая усиливается при повышении концентрации конкурирующего (депрессирующего) аниона в продуктивном растворе, а также содержание сопутствующих примесей.

При сорбционной переработке, в режиме сорбция – промывка – десорбция, с использованием сильноосновных анионитов марок AB-17-8, Amberlite® IRA-410, Dowex 1x2-200, Seplite LSC688, Purolite A600 в карбонатной форме, продуктивных растворов карбонатного КВ руды, содержащих примеси меди, кальция, магния, кремния, цинка и др., получены образцы «желтого кека» из товарных десорбатов, удовлетворяющих требованиям стандарта ASTM C 967-08.

Литература

1. Смирнов К.М. Горный журнал, 2018, 7, 59–63.

ОКИСЛИТЕЛЬНОЕ КАРБОНАТНОЕ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЕ УРАНА ИЗ ОКИСЛЕННОЙ ЗОЛОТО-УРАНОВОЙ РУДЫ

Алексеев К.А.,^а Пришлякова К.С.,^а Бояринцев А.В.,^а Степанов С.И.,^а
Кольцов В.Ю.,^б Трубаков Ю.М.,^б Сарычев Г.А.^б

^аРХТУ им. Д.И. Менделеева, 125047, Москва, Миусская площадь, д. 9,

^бАО Эльконский горно-металлургический комбинат,
678900, Республика Саха (Якутия), г. Алдан, ул. Ленина, д. 21.

e-mail: boiarintsev.a.v@muctr.ru

Геологическое исследование месторождений Эльконского района показало, что золото-урановые руды располагаются близко к поверхности и имеют зону вторичного окисления. С поверхности до глубины 100–200 м распространены окисленные руды с вторичными минералами урана (при низком его содержании) и свободным самородным золотом, из которых золото и уран могут быть извлечены способом кучного выщелачивания (КВ). Особый интерес представляет применение окислительного карбонатного выщелачивания, позволяющего селективно извлекать уран в виде растворимых карбонатных комплексов, минимизируя при этом потери золота и снижая воздействие на окружающую среду. КВ урана основано на способности U(VI) образовывать растворимые карбонатные комплексы в щелочной среде при наличии окислителя. Наиболее часто используют смеси карбоната/бикарбоната натрия и окислители, которые необходимы для перевода U(IV) в U(VI).

В условиях лабораторного тестирования процесса окислительного карбонатного выщелачивания окисленной золото-урановой руды с использованием выщелачивающих систем x моль/л $\text{Na}_2\text{CO}_3/\text{NaHCO}_3$ – 0,1 моль/л $\text{H}_2\text{O}_2/\text{NaOCl}$, где $x = 0,25\text{--}0,5$, установлена возможность извлечения до 80% урана в раствор. Извлечение золота в раствор, в зависимости от условий выщелачивания может достигать более 80%, что определило возможность извлечения или доизвлечения золота совместно с ураном. По сравнению с традиционным серноокислотным КВ, щелочные карбонатные и бикарбонатные среды характеризуются высокой селективностью по отношению к урану, образующим устойчивые растворимые карбонатные анионные комплексы, в отличие от большинства металлов. Совместно с ураном и золотом в карбонатно-бикарбонатные растворы на стадии карбонатного окислительного КВ окисленной руды могут извлекаться примеси: медь, кальций, магний, кремний и цинк, которые ограниченно растворимы в данных средах.

Лимитирующими факторами процесса окислительного карбонатного выщелачивания руды в режиме КВ являются диффузионные процессы и прежде всего внутренняя диффузия реагентов и продуктов реакции через слой твердых продуктов, а также капиллярные явления, происходящие в каналах и порах рудного материала.

Образующиеся на стадии окислительного карбонатного КВ золото-урановой руды продуктивные щелочно-карбонатные растворы могут быть переработаны с получением «желтого кека» по сорбционной технологии с использованием отечественных и зарубежных сильноосновных анионитов.

ИМПРЕГНИРОВАННЫЕ СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ СВЕРХСШИТЫХ ПОЛИСТИРОЛОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Мещеряков Н.М., Царенко Н.А., Овчаренко Е.В., Зорюков С.А.

АО «ВНИПИПромтехнологии», г. Москва.

М.П. Цюрупа, А.Ю. Попов

ИНЭОС РАН им. А.Н. Несмеянова, г. Москва.

Сверхсшитые полистиролы нового поколения, синтезированные сотрудниками ИНЭОС РАН им. А.Н. Несмеянова, были использованы нами в качестве матриц при изготовлении импрегнированных экстрагентами сорбентов для извлечения и разделения радиоактивных и редких металлов.

В данной работе были исследованы физико-химические характеристики сверхсшитых полистиролов нового поколения. Было установлено, что удельная поверхность изученных образцов составляет от 1150 до 1200 м²/г, объем пор составляет 0,7 ÷ 0,9 см³/г, средний диаметр от 2,4 до 3,4 нм. Исследования распределения пор по размерам показало, что сверхсшитые полистиролы данного типа в основном имеют микро- и мезопоры. Измерения проводились с использованием анализатора площади и размера пор NOVAtouch компании «Quantachrome Instruments».

Размер гранул сверхсшитых полистиролов определяли с использованием лазерного анализатора размера частиц Bettersizer 2600. Эффективный размер гранул (от 75 до 92%) составил 0,315 ÷ 0,63 мм.

Был разработан новый метод введения экстрагентов в матрицу сверхсшитых полистиролов нового поколения. В качестве экстрагентов были использованы азот- (первичные, вторичные и третичные амины) и фосфорсодержащие (трибутилфосфат и ди-2-этилгексил фосфорная кислота) органические соединения. Установлено, что удерживающая способность экстрагентов в новых образцах на 30 ÷ 40 % превышает свойства образцов, синтезированных компанией Purolite int. Ltd. (Macronet MN-200 и MN-270) и в 10 раз – стиролдивинилбензольных сополимеров. Так, например, в результате экспериментальных исследований установлено, что растворимость триоктиламина, импрегнированного в сверхсшитый полистирол, в сернокислых средах составила 0,3 мг/л.

Практическое применение импрегнированных экстрагентами сверхсшитых полистиролов нового поколения возможно как при разработке методик анализа актиноидов, так и в гидрометаллургических процессах извлечения и аффинажа урана.

**РАЗДЕЛЕНИЕ АМЕРИЦИЯ И РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ
ВЫСОКОСКОРОСТНОЙ ХРОМАТОГРАФИЕЙ****Харитонов О.В., Фирсова Л.А., Фадеева А.В.**

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской Академии
Наук, 119071, Москва, Ленинский проспект, д.31, корп. 4;
e-mail: annafadeeva53@gmail.com*

При переработке ОЯТ образуются значительные объемы рафинатов – жидких высокоактивных отходов, содержащих продукты деления урана (ПД) и трансурановые элементы (ТУЭ) – продукты нейтронной активации ядер урана. Выделение минорных актинидов из рафинатов PUREX-процесса – одна из важных проблем, определяющих дальнейшее обращение с данным видом ВАО [1]. Так как основную сложность при выделении актинидов представляет их разделение с близкими им по свойствам лантаноидами, в этой работе речь пойдет о хроматографическом методе разделения трехвалентных ТУЭ на примере Am и редкоземельных элементов на примере Eu и Gd.

При разделении элементов методом вытеснительной комплексообразовательной хроматографии (ВКХ) ионообменное равновесие устанавливается между многими видами ионов одновременно: между ионами разделяемых элементов, вытеснителя, комплексона, в связи с чем равновесия описываются сложной системой уравнений, однако, стоит отметить, что определяющую роль в данном методе играет различие в константах комплексообразования разделяемых элементов [2].

При использовании разделяющих ионов также стоит учитывать ряд дополнительных факторов, влияющих на порядок вымывания элементов. Так двухвалентные элементы обладают меньшим сродством к ионообменным смолам по сравнению с РЗЭ и ТПЭ, однако, их константы устойчивости протонированных комплексов с наиболее часто применяемыми комплексонами выше, чем для РЗЭ и ТПЭ, таким образом, варьируя состав и pH элюента с помощью буферных добавок, можно добиться оптимальных условий разделения [3].

Анализ накопленной теоретической базы позволяет подобрать подходящий разделяющий ион и подходящий состав элюента для разделения конкретной пары элементов. В данной работе использовались элюенты на основе ДТПА, в качестве разделяющих ионов использовали Pb и Cd.

В случае использования Cd и элюента состава 0,05 моль/л ДТПА и 0,005 моль/л лимонной кислоты при разделении микроколичеств Am и макроколичеств РЗЭ 97,5% фракций Am не содержат следов РЗЭ.

В случае использования Pb, несмотря на теоретически подходящие константы устойчивости комплексов, добиться оптимальных условий разделения не удалось. При варьировании концентрации ДТПА в пределах 0,025-0,05 моль/л в зону Am проникает от 4 до 15% РЗЭ, что связано с S-образной формой изотермы ионного обмена для пары Pb-Eu в данных условиях.

Литература

1. Аляпышев М.Ю., Бабаин В.А., Устынюк Ю.А. Успехи химии, 2016, 85(9), 943-961.
2. Харитонов О.В., Фирсова Л.А. XII Международная конференция Иониты-2011, 2011, Воронеж, 143-146.
3. Kharitonov O.V., Firsova L.A., Kozlitin E.A. Radiochemistry, 2023, 65(3), 338-345

Работа выполнена в рамках госзадания FFZS-2025-0006; Рег. № 102 3033100194-1-1.4.3.

ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИХ МЕТОДОВ В АНАЛИТИЧЕСКОЙ И ПРЕПАРАТИВНОЙ ХИМИИ АКТИНИДОВ**Яковлев Н.Г.**

*НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1,
e-mail: Yakovlev_ng@nrcki.ru*

Представлены результаты исследований электрохимических окислительно-восстановительных реакций с участием урана, нептуния и плутония в водных растворах минеральных кислот, и применения электрохимических методов в процессах разделения, выделения, и количественного определения этих элементов. На основании полученных результатов рассмотрены следующие аспекты применения электрохимических методов в аналитической и препаративной химии актинидов:

- исследования окислительно-восстановительных реакций в водных растворах;
- получение и стабилизация степеней окисления U, Np, Pu в проточном режиме;
- электрохимическое определение U, Np и Pu в стационарном и проточном режимах;
- реализация электрохимических окислительно-восстановительных циклов для U, Np и Pu в экстракционных и экстракционно-хроматографических системах.

Использовали трехэлектродные электрохимические ячейки с плоскими рабочими электродами из Pt и с объемно-пористыми рабочими электродами из углеродного волокнистого материала (УВМ). Большая удельная поверхность УВМ позволяет минимизировать ограничения скорости электрохимических реакций, связанные с массопереносом, за счет высоких значений отношения поверхности рабочего электрода к объему раствора. Предложены конструкции проточных электролизеров с рабочими электродами из УВМ: для исследовательских и аналитических целей; для препаративных целей; для экстракционных и экстракционно-хроматографических систем.

Диапазон концентраций азотной кислоты - от 1 до 2 моль/л. Диапазон потенциалов рабочего электрода - от 0,0 до 1,8 В (НВЭ) для электрода из Pt и от -0,4 до 1,6 В (НВЭ) для электрода из УВМ. Концентрации U, Np, Pu составляли от 10^{-5} до 10^{-3} моль/л. Степени окисления актинидов контролировали электрохимическим и спектрофотометрическим методами.

Свойства электрохимических окислительно-восстановительных реакций U(VI/IV), Np(IV/III), Np(VI/V), Pu(IV/III) в системах были изучены в статических и динамических условиях, каждое состояние окисления было получено и стабилизировано электрохимическим методом. Определены значения формальных окислительных потенциалов этих пар, оценены кинетика и механизм процессов. Показана высокая эффективность электродов из УВМ как для препаративных целей, так и для вольтамперометрических или кулонометрических определений урана и плутония. Циклическая вольтамперометрия при 10 мВ/с требует всего 3 мин, нижний предел концентраций - 10^{-5} моль/л, расширенная неопределенность до 7%.

В экстракционных системах использовали Pt электроды; смешивание фаз проводили путем барботирования инертного газа. В экстракционной хроматографии в качестве рабочего электрода и носителя органической фазы использовали УВМ. Исследованы три фосфорорганических экстрагента: ди-(2-этилгексил) фосфорная кислота (Д2ЭГФК), триоктилфосфиноксид (ТОФО), трибутилфосфат (ТБФ). Определены основные параметры процессов и дана интерпретация экстракционного сдвига окислительно-восстановительного равновесия. Предложены варианты использования полученных результатов для выделения и разделения радионуклидов.

СЕКЦИЯ 3

**Радиохимические технологии,
в том числе трансмутация
и мультирециклирование
ядерных материалов**

RADIOCHEM-CONF.RU

СТАТУС РАЗРАБОТКИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА

Горячих А.В., Третьяков И.Т., Лопаткин А.В.

*АО «НИКИЭТ», 107140, Москва, вн.тер.г. Муниципальный округ Красносельский,
пл. Академика Доллежале, д.1, к.3,
e-mail: goryachih@nikiet.ru*

Утилизация при помощи жидкосолевого ядерного реактора – сжигателя минор-актинидов из отработавших тепловыделяющих сборок энергетических реакторов является перспективным способом замыкания ядерного топливного цикла. Для отработки жидкосолевой технологии необходимо создание исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР).

В соответствии с эскизным проектом, РУ ИЖСР имеет следующие основные технические характеристики: тепловая мощность — 10 МВт; топливная соль $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2 + (\text{PuF}_3 + \text{AnF}_m)$; расход соли в топливном контуре — 141,6 кг/с; температура соли на входе в реактор — 664 °С, на выходе — 700 °С.

Работы по ИЖСР ведутся в рамках программы НИОКР в обоснование конструктивных решений, включающей такие разделы как конструкционные материалы, обеспечение качества солевых сред, теплогидравлические исследования, обоснование конструктивных решений оборудования РУ ИЖСР и ИЯУ, разработка нормативной документации, расчётные коды, радиационная безопасность.

Выбран основной конструкционный материал оборудования и трубопроводов РУ, проводится комплекс работ по постановке полуфабрикатов на производство и обоснованию применения конструкционного материала.

Решены принципиальные проблемы приготовления и обеспечения качества топливной соли, дальнейшие работы направлены на оптимизацию и масштабирование технологии.

Созданы экспериментальные установки для определения теплофизических характеристик солевых сред, верификации расчётных кодов и отработки макетов оборудования, используемого в ИЖСР.

Разработаны проекты изменений в ОПБ и в правила обоснования безопасности ИЯУ, отражающие специфику ИЖСР. Разработаны правила ядерной безопасности для ИЖСР, которые в настоящее время проходят стадию согласования с Ростехнадзором. Разработаны вторые редакции ФНП по обоснованию прочности и правилам устройства оборудования и трубопроводов РУ ИЖСР, подготовлены редакции поддерживающих СТО для этих правил.

Проведена предварительная кросс-верификация расчётных кодов, разрабатываемых для обоснования безопасности РУ ИЖСР.

В целом, достигнутые результаты НИОКР позволили начиная с 2025 года перейти к стадии технического проектирования РУ ИЖСР.

Работа выполнена по договорам с ФГУП ГХК (от 14.07.2023 № 24-23-460/23233/10/121-23до с ДС №1 от 21.05.2024 г и от 13.08.2024 № 24-24-617/19668/1114/133-24до) в рамках федерального проекта «Специальные материалы и технологии атомной энергетики»

**РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ КИНЕТИКИ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ
КАРБОГИДРАЗИДА И ДИФОРМИЛГИДРАЗИНА С ИОНАМИ Pu, Np И Tc
ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ**

**Двоеглазов К.Н.¹, Павлюкевич Е.Ю.¹,
Багаутдинова О.А.¹, Алексеенко В.Н.², Подrezова Л.Н.¹, Филимонова Е.Д.¹**

¹ АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. ак. А.А Бочвара», Москва, ул. Рогова, 5а,

² ФГУП «Горно-химический комбинат».
г. Железнодорожск, Красноярского края, ул. Ленина, д. 53
e-mail:kndvoeglazov@bochvar.ru

Одной из основных задач, которая рассматривается при создании современных заводов по переработке отработанного ядерного топлива (ОЯТ) с применением экстракционных процессов, заключается в снижении объема жидких радиоактивных отходов, особенно среднего уровня активности, которые требуют дальнейшей переработки. Решение этой задачи непосредственно связано с разработкой новой структуры и реагентной базы экстракционной переработки растворов ОЯТ с выделением актинидов и их очисткой от продуктов деления, которую обычно проводят при помощи восстановителей.

При выборе восстановителей ионов плутония и непутия обращают на себя внимание реагенты из группы органических соединений, которые содержат в своем составе атомы водорода, углерода, кислорода и азота, то есть соединения, которые потенциально не образуют солей при их окислении в среде азотной кислоты.

При разработке экстракционной технологии переработки ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах следует учитывать не только высокую концентрацию плутония в водных и органических растворах, но и большее выгорание ядерных материалов, что приводит к необходимости проведения поиска других восстановителей Pu и Np – кинетически более эффективных, не приводящих к повышению солесодержания растворов и обладающих свойствами стабилизатора – антинитрита. В ходе решения поставленной задачи выполнены систематические исследования кинетики взаимодействия двух восстановителей, являющихся производными гидразина, карбогидразида ($\text{CO}(\text{N}_2\text{H}_3)_2$) и диформилгидразида ($\text{N}_2\text{H}_4(\text{CONH}_2)_2$), в азотнокислых средах с ионами Pu^{4+} , PuO_2^{2+} , NpO_2^{2+} , NpO_2^+ , TcO_4^- .

В докладе приведен обзор полученных результатов, а также описание применения данных восстановителей при испытаниях экстракционных схем на имитационных растворах.

ТЕХНОЛОГИИ ЖИДКОСТНОЙ ЭКСТРАКЦИИ ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ ТРЕХВАЛЕНТНЫХ f-ЭЛЕМЕНТОВ В ЯДЕРНОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

Петров В.Г., Матвеев П.И., Ненайденко В.Г., Устынюк Ю.А., Глоризов И.П., Евсюнина М.В., Лемпорт П.С., Авакян Н.А., Петров В.С., Калмыков С.Н.

*МГУ имени М.В.Ломоносова, химический факультет,
119991, Москва, ул. Ленинские горы, д. 1 стр. 3,
e-mail: Vladimir.G.Petrov@yandex.ru*

Атомная энергия является самым концентрированным и при этом одним из самых безопасных источников энергии. Более 70 лет прошло со дня ввода в эксплуатацию первой в мире атомной электростанции (г. Обнинск), подключенной к энергосистеме в 1954 году. Не смотря на значительное развитие ядерных и радиохимических технологий очевидно, что потенциал ядерного топлива ещё не полностью реализован. Замыкание ядерного топливного цикла, то есть извлечение и повторное использование ценных компонентов из отработавшего ядерного топлива, потенциально может привести к повышению КПД природного урана и, в том числе, тория. В отличие от исходного состава ядерного топлива, состоящего в основном из урана, кислорода и в некоторых случаях плутония, отработавшее ядерное топливо содержит более 50 химических элементов. Извлечение и разделение этих элементов требует разработки эффективных и селективных промышленных химических технологий. Одной из наиболее сложных химических задач для замыкания ядерного топливного цикла является разделение америция(III) от других трёхвалентных f-элементов – кюрия(III) и лантаноидов(III) – ввиду близости их химических свойств, электронной структуры и ионных радиусов. Жидкостная экстракция является оптимальным методом для решения этой задачи, поскольку структура экстрагентов может быть модифицирована для достижения максимальной селективности к целевому катиону. Тем не менее, селективность не является единственным критерием для экстракционной системы (экстракционная система = экстрагент + разбавитель). Кроме того, система должна быть радиолитически стабильной, обладать приемлемыми кинетическими параметрами (т.е. быстрая экстракция-реэкстракция), быть негорючей и т.д.

В данном исследовании представлен путь от компьютерного проектирования и фундаментального понимания взаимодействия экстрагента с катионами металлов, синтеза и лабораторных исследований до окончательной проверки в условиях тяжелого бокса. Результаты всех экспериментальных исследований показывают высокую селективность нового экстрагента. Разработанная экстракционная система обеспечивает исключительно высокую селективность Am/Cm без использования окислительно-восстановительных реакций или электрохимических манипуляций и состоит только из одного экстрагента и растворителя. Это позволяет преодолеть недостатки, присущие другим методам, предлагая более простой и потенциально более надежный путь. Важно отметить, что экстрагент демонстрирует исключительную стабильность в интенсивных радиационных полях, что является обязательным условием для его использования в реальных процессах переработки отработавшего ядерного топлива.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ПОДХОДОВ К ОТДЕЛЕНИЮ ЦЕЗИЯ ДО ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Погляд С.С., Болдаков В.А., Позигун Н.О., Капралов Д.А., Дмитриева О.С.

*Акционерное общество «Государственный Научный Центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»,
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9,
e-mail: s.poglyad@niiar.ru*

Традиционная водно-экстракционная технология переработки ОЯТ создавалась в середине прошлого века для переработки ОЯТ с низким выгоранием и временем выдержки. Неудивительно, что применение данной технологии к ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах с высоким выгоранием и, тем более, к ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах, содержащего больше плутония, стремясь сократить время выдержки – приводит к ряду сложностей. Повышенное содержание плутония требует кардинально изменить операцию растворения для обеспечения полноты его перевода в раствор: вводят фторид ион, применяют электрохимические методы – все это влияет на последующие этапы переработки. Для снижения собственного тепловыделения ОЯТ и радиационной нагрузки на экстрагент уже более 10 лет предпринимаются усилия для создания процесса высокотемпературной отгонки цезия, что лишь усугубляет сложности с растворением.

В АО «ГНЦ НИИАР» ведется разработка альтернативного подхода: ОЯТ до переработки подвергают высокотемпературной обработке в присутствии вспомогательных веществ: триоксида молибдена, смеси нитратов и гидроксидов щелочных металлов и т.д.

С целью выделения фракции цезия, полученный плав обрабатывают щелочным раствором, при этом получая хлопьевидный осадок гидроксидов и гидратированных оксидов актинидов и продуктов деления, в раствор переходят лишь щелочные металлы и молибден при его наличии. Хлопьевидный осадок отделяют фильтрацией и растворяют по технологии PUREX-процесса, при этом экспериментально подтвержден количественный перевод плутония в раствор без необходимости введения фторид-иона. Схема проверена в максимально консервативном варианте – двустадийное растворение сплава крупнокристаллического диоксида плутония с MoO_3 позволило достичь концентрации плутония более 40 г/л без нерастворимого остатка.

В щелочной раствор вводили гексацианоферрат (II) калия и нитрат магния – учитывая наличие у магния растворимого молибдата, это позволило количественно осадить цезий в виде $\text{Cs}_2\text{Mg}(\text{Fe}(\text{CN})_6)$ и $\text{Cs}_4\text{Mg}_4[\text{Fe}(\text{CN})_6]_3$. Выход цезия из топливной композиции в щелочной раствор составил $98,8 \pm 0,2\%$. Степень осаждения цезия составила $99,0 \pm 0,1\%$.

Сплавление с MoO_3 , при этом, обладает рядом сложностей: получаемые осадки малопроницаемы, процессы фильтрования и растворения протекают медленно. Решением могло бы стать сплавление ОЯТ с нитратно-щелочными смесями, но до 2023 года это было невозможно из-за отсутствия устойчивого к их расплавам материала тигля. В АО «ГНЦ НИИАР» разработан коррозионностойкий материал на основе никеля и золота. Проведённая экспериментальная переработка имитаторов – оксидов урана, плутония и америция с примесью конструкционных материалов, показала достаточно быстрое и полное вскрытие без необходимости введения фторид-иона. Схема выделения цезия селективным растворением, разработанная ранее, не требует корректировки.

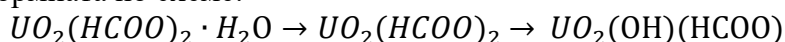
ОТРАБОТКА НЕПРЕРЫВНОЙ ТЕРМОХИМИЧЕСКОЙ ДЕНИТРАЦИИ НИТРАТОВ U-Th (ИМИТАТОР Pu) В HNO_3 В ЦЕЛЯХ ПЕРЕХОДА НА РЕАЛЬНЫЕ РАСТВОРЫ

**Алой А.С., Вергазов К.Ю., Серебрянских Р.А.,
Скриган И.Н., Хоршев А.А.**

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», 194021, г. Санкт-Петербург,
2-й Муринский пр-т, д.28
e-mail: aloy@khlopin.ru*

Переход к двухкомпонентной ядерной энергетике требует разработки новых непрерывных методов получения топливных материалов. Ранее была успешно апробирована технология непрерывной термохимической денитрации U-Pu растворов с содержанием последнего 5 % масс. [1]. В настоящей работе изучались системы с содержанием Th 26 % масс. Целью исследования являлось определение оптимальной концентрации исходных азотнокислых растворов в ходе термохимической денитрации с использованием муравьиной кислоты в лабораторном тонкоплёночном роторном аппарате (ТРА) и ее влияние на характеристики промежуточных и конечных продуктов (формиаты, оксиды), что предваряет переход к реальным растворам на действующем производстве.

В результате было установлено, что сухие порошки представляют собой смесь безводного и одноводного формиата уранила при исходных концентрациях 100 и 150 г/л по металлам. При 200 г/л, согласно рентгенофазовому анализу, наблюдалось уже частичное разложение формиата по схеме:



Примечательно, что ни в одном случае фаза формиата тория не была обнаружена, что косвенно свидетельствует о вхождении его в структуру формиатов уранила.

С увеличением солесодержания наблюдалось уменьшение суммарного уноса ядерных материалов до 0,13 % при 200 г/л при одинаковых технологических параметрах процесса. При этом гранулометрический состав для последующего их восстановления оставался приемлемым. Увеличение концентрации азотнокислых растворов до 300 г/л привело к образованию преимущественно крупноразмерных (> 1 мм) гранул, доля которых составляла ~57 %, что потребует дополнительного этапа механической обработки для получения мастер-смеси из оксидов.

Последующее разложение в атмосфере Ar/H_2 (5 % об.) в статическом режиме обеспечило получение двух твердых растворов состава: $\text{U}_{1-x}\text{Th}_x\text{O}_2$ и $\text{Th}_{1-y}\text{U}_y\text{O}_2$, где x и y лежат в диапазоне 0–0,02 и 0,42–0,45 соответственно. Образовавшиеся высокопористые порошки имели удельную поверхность порядка 10 м²/г, а гранулометрический состав смещался в сторону образования пылевидной (< 0,1 мм) фракции, доля которой составляла ~35 %. Последующее спекание полученных оксидных порошков приводило к образованию монофазных таблеток [2].

Приведенные данные указывают на перспективность технологии термохимической денитрации уран-плутониевых растворов для масштабирования производства керамического ядерного топлива с содержанием Pu вплоть до 26 % масс.

Литература

1. Aloy A.S., Vergazov K.Yu., Gorbachev M.V., Davydov A.V., Ismailov R.V., Orlova V. A., Serebryanskikh R.A. *Radiochemistry*, 2024, **66**, 796-804.
2. Серебрянских Р.А., Сластихина П.В., Хоршев А.А., Алой А.С. *XV научная конференция «Традиции и Инновации»*, 2024, Санкт-Петербург, 156.

**ИССЛЕДОВАНИЕ КОМПЛЕКСНЫХ СОЕДИНЕНИЙ
ДИФОРМИЛГИДРАЗИНА С Ni^{2+} И UO_2^{2+}** **Амбарцумян А.А., Двоеглазов К.Н.**

*АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара»,
123098, Москва, Рогова 5А,
e-mail: AAAmbartsumyan@bochvar.ru*

Диформилгидразин (ДФГ) проявляет восстановительные свойства по отношению к некоторым поливалентным ионам элементов. В радиохимической технологии переработки отработавшего ядерного топлива диформилгидразин предлагается к использованию на стадиях восстановительной рекстракции Pu/Np. Так как ДФГ применяется в азотнокислых растворах и содержит несколько атомов, способных к образованию координационных связей с атомами металлов-комплексобразователей, возникает необходимость исследовать его комплексообразующие свойства с ионами металлов.

Предварительные опыты показали, что взаимодействие ДФГ с нитратами Ni и U в слабокислой среде, не приводит к образованию кристаллов, в отличие от опытов в спиртовых средах. Вероятно, это связано с их высокой растворимостью в азотной кислоте. Однако в отличие от информации, изложенной в [1-4], о невозможности синтезировать комплексные соединения ДФГ с ионами металлов в кислых средах, нам удалось выделить их в виде сухого остатка из раствора, посредством вакуумного упаривания и высушивания влажных остатков под вакуумом в присутствии P_2O_5 .

Все полученные комплексные соединения были охарактеризованы с помощью ИК – спектроскопии, дифференциальным термическим анализом, сканирующей микроскопии, элементным анализом.

Найдено, %: Ni – 15,80; C – 12,93; N – 25,13; O – 44,46; H – 1,68.

Для $[\text{Ni}(\text{HOCNNHCON})_2](\text{NO}_3)_2$ вычислено, %: Ni – 16,53; C – 13,45; N – 23,53; O – 44,82; H – 1,68.

Найдено, %: U – 39,50; C – 8,19; N – 15,36; O – 35,28; H – 1,67.

Для $[\text{UO}_2(\text{HOCNNHCON})_2](\text{NO}_3)_2$ вычислено, %: U – 41,9; C – 8,45; N – 14,79; O – 33,80; H – 1,06.

Некоторые колебательные частоты в ИК-спектрах поглощения комплексных соединений металлов с ДФГ показали наличие характерных пиков для связей Me–N и Me–O для всех комплексов, также удалось сопоставить некоторые пики с литературными данными [1-3].

Исследование термической устойчивости комплексных соединений показали, что при невысокой температуре до 300 °С, идет полное разрушение соединений в несколько этапов с выделением энергии. Так для комплексного соединения $[\text{Ni}(\text{HOCNNHCON})_2](\text{NO}_3)_2$ сумма выделенной энергии составляет 715,12 Дж/г, а для $[\text{UO}_2(\text{HOCNNHCON})_2](\text{NO}_3)_2$ – 554,78 Дж/г (в условиях атмосферы N_2).

Литература

1. Харитонов Ю.Я., Мачхошвили Р.И., Гоева Л.В., Щелков Р.Н. Координационная химия. 1975, **1**, 333.
2. Bhargavi G, Sireesha B, Sarala Devi Ch. Indian Academy of Sciences. 2003, **115**, 23.
3. Aggarwal R. C., Prasad B. Journal of Inorganic and Nuclear Chemistry. 1971, **33**, 3984.
4. Чеканова Л. Г., Радущев А.В., Леснов А.Е., Сазонова Е.А. Журнал общей химии. 2002, **72**, 1315.

ТОПЛИВНАЯ СОЛЬ ИЖСР. СИНТЕЗ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ.

Ананьев А.В., Орлов А.А., Смирнов А.А.

*АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара», 123060 Москва, ул.Рогова, 5А,
e-mail: alvlananyev@bochvar.ru*

Российский проект ИЖСР (Исследовательский жидкосолевой реактор) направлен на разработку и создание жидкосолевой реакторной технологии трансмутации минорных актинидов — долгоживущих продуктов переработки ОЯТ ВВЭР, что является решительным шагом на пути к решению проблемы полного замыкания ЯТЦ.

Топливом ИЖСР является расплав фторидных солей лития и бериллия состава 73 мол% LiF-27 мол% BeF₂, содержащий в качестве делящегося материала трифторид плутония энергетического качества.

В сообщении рассмотрены научные и технологические аспекты приготовления топливной композиции. Приводится обоснование выбора состава соли растворителя на основе композиции LiF-BeF₂.

В докладе приведены данные по сухому гидрофторированию диоксида плутония и синтезу топливной добавки на основе эвтектического плава фторидов лития и плутония. Процесс получения топливной композиции заключается в сплавлении эвтектики 20 мол% PuF₃-80 мол% LiF с солью 66 мол% LiF-34 мол% BeF₂, с последующей корректировкой состава добавлением LiF.

Кондиционирование топливной соли осуществляется гидрофторированием расплава, что приводит к снижению содержания примесного кислорода и продуктов коррозии (Ni, Fe) до значений, отвечающих техническим требованиям к фторидным средам ИЖСР.

ПЕРЕРАБОТКА ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РАСПЛАВАХ СОЕДИНЕНИЙ МОЛИБДЕНА

Артоболевский С.В., Подrezова Л.Н., Медведев М.Н.

*Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов
имени академика А.А. Бочвара, 123098, Москва, ул. Рогова 5а
e-mail: SVArtobolevsky@bochvar.ru*

Комбинированная схема переработки облученного ядерного топлива в течение длительного времени рассматривается [1] в качестве перспективного технологического решения, сочетающего преимущества пирохимического и гидрометаллургического подходов. Использование безводных процессов на головных операциях позволяет принимать к переработке топливо с глубоким выгоранием и малым временем выдержки, что особенно актуально для ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах. Полученный после предварительной пирохимической очистки продукт далее может быть передан для обращения по гидрометаллургической схеме, принятой, например, на заводе РТ-1 ПО «Маяк».

Целью настоящей работы является исследование возможности применения комбинированной схемы для переработки нестандартных видов ОЯТ, в частности, уран-силицидного. В качестве среды, используемой на пирохимических операциях, выбраны расплавы соединений молибдена – триоксида MoO_3 и молибдата натрия Na_2MoO_4 , широко применяемых для получения высококачественных кристаллов неорганических соединений [2].

В результате первого этапа работ по исследованию взаимодействия компонентов ОЯТ (урана и плутония) с расплавами состава $\text{MoO}_3 - \text{Na}_2\text{MoO}_4$ выполнена частичная триангуляция фазового поля диаграммы состояния системы $\text{UO}_3 - \text{MoO}_3 - \text{Na}_2\text{MoO}_4$. Установлено присутствие большого количества сложных оксидов урана-молибдена-натрия, выделяющихся при перекристаллизации в отдельную фазу и снижающих эффективность процесса.

На основании большого количества экспериментальных данных, предложена новая технологическая схема, позволяющая обеспечивать эффективную очистку ЯМ от ПД (РЗМ, Cs, Sr, Zr) и включающая в себя этапы растворения ОЯТ в расплаве MoO_3 , последующую изотермическую перекристаллизацию с отгонкой и регенерацией триоксида молибдена, а также промывку полученных оксидов урана и плутония молибдатом натрия.

В работе использованы методы порошковой рентгеновской дифракции, электронной микроскопии, ЭДС-, ИК- и КР-спектроскопии, а также оптико-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой.

Литература

1. Шадрин А.Ю. и др. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы*, 2016, **4 (87)**, 48-60.
2. Juillerat C.A. *Dalton Transactions*, 2019, **48**, 3162-3181.

Работа выполнена в рамках Единого отраслевого тематического плана Госкорпорации «Росатом» (проект ЕОТП ТЦПМ-404).

ОБРАЩЕНИЕ С ВЫСОКОСОЛЕВЫМИ РАСТВОРАМИ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ

Виданов В.Л.^{1,2}, Алекберов З.М.², Иващенко Е.В.², Жеребцов А.А.¹

¹ АО «Прорыв», 119607, г. Москва, Раменский бульвар, д. 1

² АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А. А. Бочвара», 123098, г. Москва, ул. Рогова 5а
e-mail: vvl@pnproryv.ru

В Российской Федерации на текущий момент разрабатывается концепция замкнутого ЯТЦ с возвратом делящихся материалов (U, Pu, Np), а так же дожиганием Am. Для выделения основных компонентов (U и Pu) при переработке ОЯТ используется ПУРЕКС–процесс. На последующих стадиях происходит переработка высокоактивных азотнокислых рафинатов с выделением редкоземельных (РЗЭ) и трансплутониевых элементов (ТПЭ) [1].

В проекте «ПРОРЫВ», для выделения Am, предусмотрена двух стадийная технология. На первой стадии происходит экстракционное выделение концентрата РЗЭ и ТПЭ [2] с последующим хроматографическим разделением компонентов и получением чистой фракции Am для последующего включения в топливную композицию [3].

Схема экстракционного фракционирования с использованием TODGA включает две стадии на которых используются растворы с высоким солевым фоном (2-2,5 моль/л по NO₃⁻) это стадия реэкстракции азотной кислоты и стадия разделения ТПЭ и РЗЭ, на которой ТПЭ извлекаются из экстракта в водную фазу, а РЗЭ остаются в экстракте. После проведения процесса отработанные растворы с высоким солесодержанием направляются на узел обращения с САО, снижая кратность упаривания и вызывая закономерное увеличение отходов.

Для решения данной задачи был разработан процесс возврата высокосолевых растворов высаливателей в цикл по средствам корректировки их состава диализом.

В процессе работы была проведена 3D разработка макета аппарата рецикла высаливателя с последующей 3D печатью корпусных деталей. Электродные пространства (катодная и анодная камеры) разделялись катионо- и анионообменными мембранами марки МА-41 и МК-40. Отработку процесса удаления азотной кислоты проводили в амперостатическом режиме, при этом напряжение изменялось в пределах $2,6 \div 3,4 \pm 0,1$ вольт.

В результате проведения работы было показано что, при удалении 98,6 % азотной кислоты из высокосолевого раствора высаливателя не наблюдается перехода фтор-иона в фильтрат. При работе аппарата на растворе высаливателя с меткой ²⁴¹Am не обнаружен переход радиоактивности в фильтрат. Полученный поток азотной кислоты (фильтрат) имеет категорию не выше НАО, что существенно уменьшает общее количество радиоактивных отходов.

Литература:

1. Степанов С. И. // Радиохимическая переработка отработавшего ядерного топлива. учебное пособие. - М. : РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2013.
2. М.Ю. Аляпышев, В.А. Бабаин, Е.В. Кенф и др. // Патент РФ №2603405 дата публикации заявки 27.11.2016г. Бюл. №33.
3. Хомяков Ю.С., Мочалов Ю.С., Жеребцов А.А. и др. // Атомная энергия, Т. 133, 34 Вып. 1, июль 2022, с. 34-41.

КОМПЛЕКС ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБОСНОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ РУ ИЖСР С КП ИТ

Громов В.О., Синько Н.С.

ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Россия, г. Железногорск, ул. Ленина, д. 53
e-mail: VOGromov@sibghk.ru

Одной из основных задач жидкосолевого реактора в рамках ЗЯТЦ является утилизация долгоживущих минорных актинидов (Pu, Am, Np), выделенных в ходе переработки отработавшего топлива.

Для отработки конструктивных и технических решений обеспечивающих безопасную и надежную эксплуатацию жидкосолевого реактора в 2030-2035 году на площадке ФГУП «ГХК» будет введен в эксплуатацию исследовательский жидкосолевой реактор.

В качестве топлива ИЖСР принят расплав на основе фторидов лития и бериллия, содержащий фториды актинидов (плутония, нептуния, америция). При проектном обосновании безопасной эксплуатации РУ ИЖСР необходимо отработать технологию получения топливной соли и определить ее физико-химические свойства.

В рамках выполнения комплекса исследований подготовка топливной соли ($\text{LiF-BeF}_2\text{-Pu(Am)F}_3$) осуществлена в четыре этапа: 1. наработка несущей соли (73 мол. % LiF –27 мол. % BeF_2); 2. получение Pu(Am)F_3 ; 3. синтез топливной добавки (20 мол. % Pu(Am)F_3 – 80 мол. % LiF); 4. сплавление несущей соли с топливной добавкой и фторидом бериллия.

На этапе работ 2023-2024 года опередили физико-химические свойства топливной соли:

- точка ликвидуса – $591 \pm 3,0$ и $592,8 \pm 3,0$ °C для 0,8 мол. % Pu(Am)F_3 и 2,0 мол. % Pu(Am)F_3 соответственно;
- теплота плавления – 368,57 и 363,57 кДж/кг для 0,8 мол. % Pu(Am)F_3 и 2,0 мол. % Pu(Am)F_3 соответственно;
- удельная теплоемкость при постоянном давлении (700 °C, 900 °C) – 2,60, 2,89 и 3,40, 3,15 кДж/кг·K для 0,8 мол. % Pu(Am)F_3 и 2,0 мол. % Pu(Am)F_3 соответственно;

Температурная зависимость плотности расплавов топливной соли с различным содержанием Pu(Am)F_3 представлена на рисунке 1.

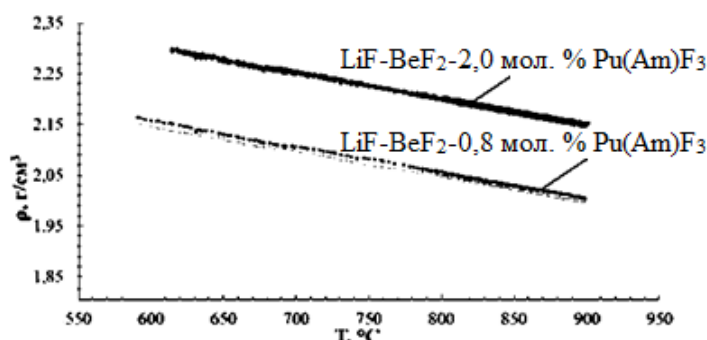


Рисунок 1. – Температурная зависимость плотности расплавов

Работа выполнена в рамках программы НИОКР ИЖСР

ТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ СХЕМА ИЗВЛЕЧЕНИЯ МЕТАЛЛОВ ПЛАТИНОВОЙ ГРУППЫ ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Давыдова П.В., Королев В.А., Красников Л.В., Ушанов А.Д., Рябков Д.В.

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», 194021, Санкт-Петербург,
2ой Муринский пр-т, 28,
e-mail: davydova@khlopin.ru*

В последние несколько лет в АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» разрабатываются технологические решения для извлечения металлов платиновой группы (МПП) из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) для стабилизации процесса остекловывания высокоактивных отходов (ВАО). Нами был разработан способ совместного извлечения МПП с помощью синтезированного гексацианоферрата(II) железа(III) [1,2,3].

Полученный сорбент позволяет за три часа при 80 °С количественно извлечь палладий, родий и рутений. Исследованы режимы фильтрации суспензии получаемого композита на различных материалах. В качестве варианта обращения с композитом предложена низкотемпературная обработка при температуре 350 °С, в результате которой образуется твёрдый остаток, содержащий оксиды железа (Fe_2O_3 , Fe_3O_4) и оксиды МПП в дисперсной форме (PdO , RuO_2 и др.). Прокаленный продукт пригоден для длительного хранения или захоронения.

По результатам проведенных исследований был предложен вариант технологической схемы извлечения металлов платиновой группы из азотнокислых растворов и создана пилотная установка. В ходе успешных допромышленных испытаний было переработано 150 дм³ многокомпонентного модельного раствора, из которого было извлечено более 99 % МПП.

В научно-экспериментальном комплексе АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» технологическая схема была проверена на реальном высокоактивном растворе. Доказана работоспособность технологии в высоких радиационных полях при повышенной температуре.

Литература

1. П. В. Давыдова, Ю. И. Корнейко, В. А. Королев, Л. В. Красников, Ю. Л. Крецер. Извлечение палладия из азотнокислых растворов переработки отработавшего ядерного топлива // РАДИОХИМИЯ, 2022, том 64, № 3, с. 1–4.
2. П. В. Давыдова, В. А. Королев. Извлечение родия, рутения, палладия гексацианоферратом(II) железа(III) из азотнокислых и солянокислых растворов // Журнал прикладной химии 2023 Т 96 Вып 11.
3. Патент RU 2762694 от 28.12.2020 «Способ извлечения родия, рутения и палладия из азотнокислых растворов» авторы Давыдова П.В., Корнейко Ю.И., Королев В.А., Красников В.А., Егорова О.Н.

ОЦЕНКА КОЭФФИЦИЕНТОВ РАЗДЕЛЕНИЯ ЛАНТАНА И УРАНА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СПЛАВОВ НА ОСНОВЕ ГАЛЛИЯ

Дедюхин А.С., Харина Е.А., Щетинский А.В., Волкович В.А.

ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина»,
620062, г. Екатеринбург, ул. Мира, д. 19,
e-mail: a.s.dedyukhin@urfu.ru

В работе на основе полученных термодинамических данных о поведении лантана и урана в эвтектическом расплаве LiCl-KCl-CsCl и сплавах на основе галлия проведена оценка коэффициентов разделения пары La/U в системе «жидкометаллический сплав – расплав LiCl-KCl-CsCl». Сопоставление полученных результатов с известными литературными данными представлено на рисунке 1 и в таблице 1.

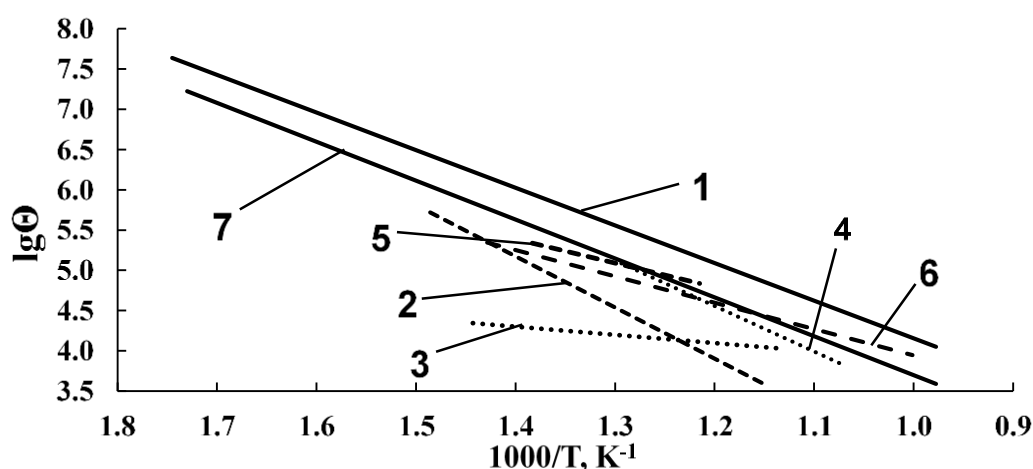


Рисунок 1. Зависимость коэффициентов разделения пары La/U. Условия разделения представлены в таблице 1.

Таблица 1. Коэффициенты разделения лантана и урана в системе «жидкометаллический сплав – солевой расплав»

Линия на рисунке 1	Металлический сплав	Солевой расплав	$\lg\Theta = a+bT^{-1}$		Т, К	Источник
			a	b		
1	Ga	LiCl-KCl-CsCl	-0.51	4670	573-1023	н.р.
2	Ga	3LiCl-2KCl	2,87	1023	693-881	[1]
3	Ga	3LiCl-2KCl	-3.71	6345	673-873	[2]
4	Ga–1,6 мас.% Al	LiCl-KCl-CsCl	-2,24	5662	773-936	н.р.
5	Ga–1,6 мас.% Al	3LiCl-2KCl	1,21	2984	723-823	[3]
6	Ga– 5 мас.% Al	LiCl-KCl-CsCl	-0,67	3274	700-999	н.р.
7*	Ga–1,6 мас.% Al	LiCl-KCl-CsCl	-1,13	4830	578-1023	н.р.

* расчет произведен по данным, учитывающим взаимное влияние урана и лантана.

Литература

1. Лебедев В. А. Электрохимия, 1979, **15** (1), 105-107.
2. Liu K., Liu Y.-L., Chai Z.-F., Shi W.-Q. Separation and Purification Technology, 2021, **265**, 118524.
3. Novoselova A., Smolenski V., Volkovich V., Ivanov A., Osipenko A., Griffiths T., Journal of Nuclear Materials, 2015, **466**, 373-378.

ПРИМЕНЕНИЕ УСТАНОВКИ СВЧ-НАГРЕВА НА КОНЕЧНОЙ СТАДИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Дмитриева О.С.^а, Капралов Д.А.^а, Шадрин А.Ю.^б, Дмитриев М.Г.^а

^а АО «ГНЦ НИИАР», Западное ш., 9, Димитровград,

^б частное учреждение «Наука и Инновации», ул. Б. Ордынка, 24
e-mail: osdmitrieva@niiar.ru

Для получения порошков оксидов актинидов в технологии регенерации отработавшего ядерного топлива в ряде стран применяют технологии, основанные на СВЧ-излучении. В Японии технология СВЧ-денитрации, в производстве МОКС-топлива, применяется, начиная с 80-х годов 20 века. Еще в 1983 году японскими авторами были опубликованы работы, в которых сообщалось об использовании установки производительностью 10 кг/д по твердому раствору (U,Pu)O₂ [1].

В России, на площадке АО «СХК» создана установка прямой СВЧ-денитрации [2], предназначенная для отработки получения смешанных оксидов урана и плутония непосредственно из азотнокислого раствора. В настоящее время на ней проведены эксперименты с использованием нитрата уранила и нитрата церия, как имитатора Pu. Нарботано 4 кг порошка по сумме металлов.

В АО «ГНЦ НИИАР» проведены исследования, направленные на разработку технологии получения порошка оксидов актинидов в установке СВЧ-нагрева с применением дополнительной стадии осаждения урана-плутония из резкстрактов. Использование такого комплексного подхода позволяет получать (U,Pu)O₂ без дополнительной стадии механического смешивания. Пригодность порошка для последующего получения МОКС-топлива подтверждается рентгено-фазовым анализом, сканирующей электронной микроскопией и гранулометрическим составом порошка[3].

Литература

1. Koizumi, M. Development of a process for the co-conversion of Pu–U nitrate mixed solutions to mixed oxide powder using a microwave heating method. Ohtsuka K., Ohshima H, Isagawa H., Akiyama H., Todokoro, A. and Naruki K. Journal of Nuclear Science and Technology, 20(7), pp 529-536.
2. Dvoeglazov, K.; Kulyako, Y.; Vinokurov, S.; Myasoedov, B.; Dmitriev, M.; Ushakov, O.; Mochalov, Y.; Shadrin, A.; Smolkin, P. Synthesis of Mixed Actinide Oxides Using Microwave Radiation. Energies. 2022. URL: <https://doi.org/10.3390/en15186618> (дата обращения 20.09.2023)
3. Preparation of Uranium/Plutonium Oxide Solid Solution Powder from Ammonium Uranyl–Plutonyl Carbonate in a Laboratory Microwave Unit / O. S. Dmitrieva, M. G. Dmitriev, A. Yu. Shadrin [et al.] // Radiochemistry. – 2024. – Vol. 66, No. 1. – P. 1-8. – DOI 10.1134/S1066362224010016. – EDN MRNNFO.

ВЛИЯНИЕ МАТЕРИАЛА РЕАКЦИОННОГО СОСУДА НА ВОЗНИКНОВЕНИЕ И РАЗВИТИЕ ЭКЗОТЕРМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ОБЛУЧЁННЫХ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ ВОССТАНОВИТЕЛЕЙ

Калистратова В.В., Белова Е.В., Объедков А.С., Костикова Г.В.

*ИФХЭ РАН, Россия 119071, г. Москва, Ленинский проспект, д.31, корп. 4;
e-mail: vera.kalistratova@gmail.com*

В радиохимической технологии в процессе восстановительной рекстракции Pu и Np используются азотнокислые растворы органических восстановителей и комплексообразователей: нитрат гидразина (ГН), карбогидразид (КГ), ацетогидроксамовая кислота (АГК). Данные компоненты присутствуют и в других технологических операциях, таких как разрушение HNO_3 . Не смотря на то, что содержание восстановителей в азотнокислых растворах невелико, вклад некоторых из них в процессы газовой выделения оказывается существенным, вследствие высокой реакционной способности по отношению к HNO_3 . Особенную потенциальную опасность представляет дальнейшая переработка этих растворов (например, упаривание), так как нагрев больших объемов может привести к созданию в аппаратах избыточного давления.

В условиях производства азотнокислые растворы восстановителей могут контактировать с материалами оборудования и образовывать ржавчину и окалину. В связи с этим, провели работы по оценке влияния некоторых металлов и их соединений на процесс термолитического разложения азотнокислых растворов ГН, КГ и АГК.

Термический анализ проводился с использованием адиабатического калориметра ММС 274 Nexus (Netzsch) с функцией тепловой компенсации. Образец объемом 3 мл помещали в тигель из хастеллоя, стали (08X18H10T) и титана.

В результате исследований установлено, что в присутствии продуктов коррозии материалов реакционного контейнера (Fe, Cr, Ni) наблюдается увеличение роста температуры образца, давления и тепловых эффектов реакции, относительно растворов, не содержащих данные металлы. При увеличении концентрации HNO_3 в растворах, увеличивается доля продуктов коррозии, и пропорционально возрастают термические параметры. Аналогичные эксперименты проведены с облучёнными до доз 100 и 500 кГр растворами, которые показали рост перечисленных характеристик термолитического разложения, вследствие усиления коррозии.

Наименьшей коррозионной устойчивостью среди исследованных материалов в данных условиях обладает хастеллой. Нержавеющая сталь корродирует, но суммарное содержание металлов на порядок ниже, чем в случае с хастеллоем. Наиболее инертный материал – титан.

Усилению коррозии и интенсификации экзотермических процессов способствуют не только концентрация HNO_3 , но и облучение и природа восстановителя. Так, в растворах КГ степень коррозии выше, чем в растворах ГН и АГК. При термолитическом разложении ГН в тиглях из хастеллоя, $Q_{\text{уд}}$ составляет 290 Дж/г, а для КГ значение составляет 424 Дж/г. После облучения до 500 кГр, $Q_{\text{уд}}$ возрастает до 520 Дж/г в случае ГН, и до 825 Дж/г в случае КГ. При увеличении дозы облучения, возрастает каталитический эффект коррозии в хастеллоем и нержавеющей стали, и как следствие интенсивность экзотермических реакций

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ВЫДЕЛЕНИЯ, ОЧИСТКИ И ОТВЕРЖДЕНИЯ С ПОСЛЕДУЮЩЕЙ ХАРАКТЕРИЗАЦИЕЙ «КОРОТКОЖИВУЩЕЙ» ФРАКЦИИ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ, ПОЛУЧЕННОЙ ИЗ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ АЭС

**Широков А.И., Ворошилов Ю.А., Конников А.В., Брайчун Е.В., Поляков Е.В.,
Козлов П.В., Лукин С.А., Логунов М.В., Чухланцева Е.В., Джемелло К.А.,
Мальцев А.А., Денисов С.В.**

*ФГУП «ПО «Маяк» 456780; Челябинская область, город Озёрск,
Проспект Ленина, дом 31;
e-mail: mayak@po-mayak.ru*

В рамках нового продуктового направления «Сбалансированный ЯТЦ» проводилась работа по созданию комплексной услуги обращения с ОЯТ зарубежных АЭС, включающей его радиохимическую переработку с возвратом заказчику радиоактивных отходов в виде отверждённой «короткоживущей» цезий-стронциевой фракции (КФ) ВАО. В связи с относительно быстрым распадом радионуклидов Cs и Sr может быть рассмотрен вариант контролируемого хранения отверждённой КФ с последующим приповерхностным захоронением вместо глубинного. В ходе работы разработана и протестирована на реальном растворе комплексная технологическая схема по выделению КФ из ВАО с высокой степенью очистки от «долгоживущих» радионуклидов, остекловыванию наработанной КФ в боросиликатную матрицу с подтверждением качественных характеристик полученной стекломатрицы.

Исследования выполнены на опытной установке в цепочке «горячих» камер цеха производства радиоактивных изотопов завода РТ-1 на высокоактивном рафинате от переработки ОЯТ ВВЭР-1000. Для селективного выделения КФ применяли экстракционную технологию на основе краун-эфиров ДЦГ18К6 и ДБ21К7 в спирте-теломере пз. При этом в непрерывном режиме было переработано примерно 11 дм³ ВАО и наработано 7 дм³ КФ. По ходу работы извлечение Sr и Cs в экстракт составляло в среднем 93 % и 98 % от исх., соответственно. Получены достаточно высокие коэффициенты очистки реэкстракта Cs-Sr от α -излучающих радионуклидов, более $7,5 \cdot 10^3$. На следующей стадии процесса осуществлена сорбционная доочистка КФ ВАО на сорбенте Purolite S957, позволившая повысить коэффициент очистки от минорных актинидов до не менее $3,1 \cdot 10^4$. На основе разработанного комплекса аналитического контроля выполнен анализ КФ ВАО до отверждения, позволяющий обеспечить необходимую характеристику КФ. Далее полученная фракция цезия-стронция подверглась упариванию и отверждению. Для обеспечения устойчивого слива расплава стекла были разработаны и исследованы новые модифицированные составы.

На смонтированной в «горячей» камере установке остекловывания изготовлены образцы отвержденной КФ ВАО четырёх составов с различным содержанием цезия и стронция. Впервые проведена характеристика отверждённых образцов КФ ВАО. Показано, что основными критическими примесями, определяющими чистоту КФ, являются ²⁴¹Am и ⁹⁹Tc. Подобран состав стекла и получены образцы, соответствующие требованиям по нормируемым показателям.

В итоге на практике подтверждена техническая реализуемость всех разработанных технологических решений, а также методик аналитического контроля. Результаты характеристики образцов КФ ВАО приняты представителями потенциального заказчика. Разработанный состав компаунда позволит надёжно и гарантированно изолировать КФ для длительного хранения.

АЛГОРИТМ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАВНОВЕСИЙ В СЛОЖНЫХ ХИМИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ

Коробейников А.И., Алексеев В.Н., Калякин С.Н.

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

Несмотря на достаточно высокий уровень развития вычислительной техники, до сих пор не разработан достаточно точный метод моделирования гидрометаллургических процессов, способный одновременно учитывать все возможные реакции комплексообразования во всех фазах системы.

Одна из задач, которую возможно эффективно решить только с помощью многофакторного компьютерного моделирования – экстракционное разделение редкоземельных (РЗЭ) и трансплутониевых элементов (ТПЭ) при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Это обусловлено сложностью состава ОЯТ, близостью химических свойств РЗЭ и ТПЭ, а также их способностью образовывать множество комплексных соединений как в водной фазе, так и в экстракте. Применение комплексонов позволяет многократно повысить степени разделения РЗЭ и ТПЭ, но при этом действие комплексонов в сильной степени зависит от pH и наличия посторонних примесей.

Для преодоления ряда отмеченных сложностей был разработан метод моделирования химических процессов, основанный на новом итерационном алгоритме решения систем уравнений химической термодинамики. С помощью данного алгоритма вычислены отсутствующие в литературе термодинамические параметры для реакций комплексообразования и экстракции с участием РЗЭ, Аm, высаливателей и комплексонов, взаимодействия ТБФ с полярными разбавителями. На основе полученных данных проведена расчетная оптимизация и предложена схема блока противоточной экстракции для процесса разделения РЗЭ и ТПЭ с трибутилфосфатом в присутствии комплексонов ЭДТА и ДТПА.

Литература

1. Коробейников А.И., Калякин С.Н. // Химия в интересах устойчивого развития. 2021. Вып. 29. С. 334-341.
2. Коробейников А.И., Калякин С.Н. // Журнал СФУ. Серия «Химия». – 2019. – Т. 12, № 1. – С. 87–100.

ФАБРИКАЦИЯ МОКС-ТОПЛИВА С МИНОРНЫМИ АКТИНИДАМИ

Литвинов И.И.

ФГУП «Горно-химический комбинат»
662972, г. Железнодорожный, Красноярский край, ул. Ленина 53,
e-mail: sibghk@rosatom.ru

В 2023 году на ФГУП «ГХК» изготовлены три тепловыделяющие сборки штатного дизайна для РУ БН-800 Белоярской АЭС (далее - ТВС), содержащих ТВЭЛы со смешанным оксидным уран-плутониевым топливом с добавлением минорных актинидов – изотопов америция-241 и нептуния-237 (далее – МОКС МА). Каждая изготовленная ТВС содержит по четыре ТВЭЛА МОКС МА, расположенных в заданных позициях пучка ТВС. ТВС изготовлены в рамках выполнения «Комплексной программы по обоснованию выжигания минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах в рамках развития продуктового направления «Сбалансированный ЯТЦ» для дальнейшего облучения в реакторе БН-800 с целью экспериментальной демонстрации технологии фабрикации и выжигания минорных актинидов в быстрых реакторах.

При технологической подготовке производства выполнены работы по валидации и корректировке методик выполнения измерений (15 для таблеток, 10 для ТВЭЛов и 13 для ТВС), квалификации специальных процессов изготовления таблеток, на основании утвержденных технических проектов разработана конструкторская документация на таблетку и ТВЭЛ с топливом МОКС МА, откорректирована конструкторская документация на ТВС БН-800. Выпущены извещения об изменении к действующей технологической документации изготовления таблеток, ТВЭЛов и ТВС.

Таблетки, ТВЭЛы и ТВС МОКС МА изготовлены по технологии, применяемой при изготовлении МОКС-топлива на ФГУП «ГХК» для БН-800.

«Выход в годное» при изготовлении таблеток составил более 90%. Суммарное содержание минорных актинидов – америция и нептуния – составило 1,5% от суммы урана, плутония, америция и нептуния. Подтверждена возможность использования применяемых технологий смешивания и спекания для изготовления таблеток МОКС МА, не прослеживается влияние МА на прессуемость и плотность спеченных таблеток.

Приемочные испытания ТВС проведены на ФГУП «ГХК» в ноябре 2023 г. Изготовленные ТВС эксплуатируются в активной зоне реактора БН-800 с середины 2024 года.

В 2026 году на ФГУП «ГХК» планируется изготовление трех ТВС, содержащих ТВЭЛы с увеличенным до 4% содержанием МА по сравнению с ТВЭЛАМИ, изготовленными в 2023 году. В каждой ТВС будет так же размещено по 4 ТВЭЛА с МОКС МА: с америцием-241, америцием-243, нептунием-237 в различных сочетаниях.

Для реализации планов потребуется корректировка отдельных методик выполнения измерений, корректировка специальных процессов изготовления таблеток МОКС МА, выпуск конструкторской документации на таблетки, ТВЭЛы и ТВС.

Результаты изготовления и эксплуатации ТВС с МОКС МА будут использованы при разработке программы утилизации МА в РУ БН-1200М.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАССОВОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ МИКРОПРИМЕСЕЙ В НЕСУЩЕЙ СОЛИ ДЛЯ РУ ИЖСР МЕТОДАМИ ИСП-МС и ИСП-АЭС**Малахова А.А.**

*ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Красноярский край, Железногорск, ул. Ленина, д. 53,
e-mail: sibghk@rosatom.ru*

Будущее атомной энергетики во многом зависит от решения проблемы накопления радиоактивных отходов. Замыкание ядерного топливного цикла с многократным рециклированием урана и плутония, а также дожиганием минорных актинидов, даёт возможность такого решения. Одним из перспективных вариантов утилизации, является трансмутация минорных актинидов в реакторах с циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов металлов.

Основываясь на литературных данных и результатах работ, проведённых в последние годы, был выбран вариант исследовательской установки с жидкосолевым реактором (ИЖСР) с топливной солью на основе расплава фторидов лития и бериллия (FLiBe), состава 73 % LiF + 27 % BeF₂ + PuF₃.

Источниками микрокомпонентов в топливной соли могут являться: примеси из исходных солей и фтористоводородной кислоты (Al, Ba, Fe, K, Ca, Si, Mg, Na, Cu, Mn, Ni, Cr, S); продукты коррозии конструкционных материалов (Ni, Mo, Cr, Fe, Ti, Al, W, Zr, Cu); примеси, поступающие из газовой фазы и продукты деления.

Содержание таких микропримесей может быть определено методами ИСП-МС/ИСП-АЭС. Так как в качестве источника аналитического сигнала используются пробы в виде растворов, была проведена соответствующая пробоподготовка. Существует несколько вариантов растворения: смесью серной и азотной кислот, хлорной кислотой или азотной кислотой. Из всех имеющихся в наличии кислот, азотная кислота являлась наиболее чистым реактивом, поэтому была выбрана в качестве растворителя.

Прямые измерения, при правильно рассчитанном разбавлении, дают точные результаты содержания макрокомпонентов, но лишь условное представление о содержании микрокомпонентов. Причиной тому является матричный эффект.

Для снижения влияния матричного эффекта был выбран метод стандартных добавок. Использование методов ИСП-МС и ИСП-АЭС с применением метода стандартных добавок для определения массовой концентрации микропримесей в топливной соли в целом предлагает хорошие результаты для исследовательских работ, но непригодно для ежедневного определения так как:

1) выбранный способ растворения влечёт за собой скоротечный износ частей оборудования, контактирующих с раствором солевых систем;

Предпочтительнее использовать перечищенную или особо чистую хлорную кислоту.

2) метод стандартных добавок является трудоёмким по времени и расходу реактивов, но лишь в условиях постоянно меняющихся концентраций микропримесей.

Полученные результаты будут использованы для формирования стандартных справочных данных по тематике ИЖСР.

ТРЕБОВАНИЯ К КОНСТРУКЦИИ УСТАНОВКИ ВОЛОКСИДАЦИИ. УСТАНОВКА ВОЛОКСИДАЦИИ С НЕПОДВИЖНОЙ РЕТОРТОЙ

Луконин Д.А., Зарубин И.В., Меркулов И.А.

Общество с ограниченной ответственностью «РусАтом Инжиниринг»,
620026, Екатеринбург, ул. Белинского, д. 56, оф. 928,
e-mail: merkulov_ia@mail.ru

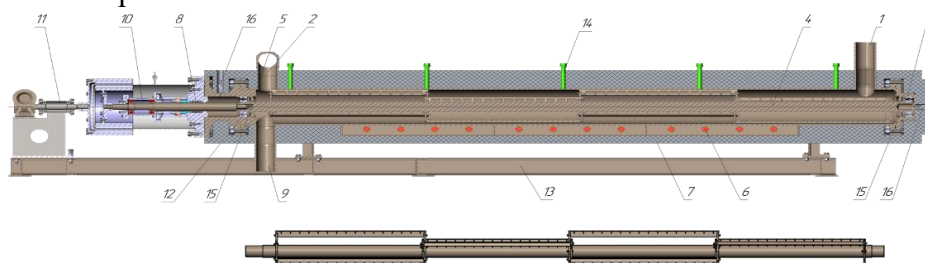
Установка волоксации обеспечивает объемную перекристаллизацию ОЯТ реакгентным газом при температуре до 600 °С, отгонку легколетучих продуктов деления, разделение порошка ОЯТ и фрагментов конструкционных материалов твэлов. Процесс волоксации позволяет значительно облегчить процесс растворения ОЯТ, снизить количество ЖРО.

Процесс волоксации проводится в отдельной установке. За все время начиная с 2007 года было конструкционно разработано четыре установки волоксации: одна испытана на уране, установка АО «СвердНИИхиммаш»; разработаны, изготовлены и испытаны на имитаторах две установки производства НПО «Сосны» и одна установка АО «ИЦЯК».

В процессе испытаний были выявлены следующие конструкционные недостатки вышеперечисленных установок: сложная система герметизации вращающегося барабана, системы загрузки ОЯТ и системы выгрузки; большие габариты установки; размещение нагревателей внутри рабочей камеры, что усложняет их замену; технические решения волоксидатора не ориентированы на обслуживание установки в условиях камеры или каньона; сложность изготовления, много приводов, большое количество частей установки, требующих периодической замены; обеспечение ядерной безопасности.

В результате проведенного анализа были разработаны следующие требования к конструкции установки: обеспечение беспрепятственного равномерного движения фрагментов твэлов по всей длине установки; обеспечение полноты волоксации (окисления) ОЯТ до закиси-оксида урана; обеспечить достаточный уровень герметизации рабочего объема; обеспечение равномерной загрузки и выгрузку фрагментов ОЯТ; обеспечение дистанционной замены съемных элементов; иметь минимальное количество заменяемых элементов, соприкасающихся с ОЯТ; обеспечение ЯБ; подачу газа реагента и его отвод из любой части установки; измерение технологических параметров по всей длине установки и т.д.

Исходя из вышеперечисленных требований, была разработана новая конструкция установки с неподвижной ретортой и побудителем движения фрагментов твэлов с одним узлом герметизации через магнитную муфту. Разработанная установка полностью отвечает вышеперечисленным требованиям.



1 – Вход продукта, 2 – Вход газа, 3 – Подшипник, 4 – Перемешивающий вал, 5 – Корпус, 6 – ТЭН, 7 – Теплоизоляция, 8 – Сальниковое уплотнение, 9 – Выход продукта, 10 – Узел уплотнения вала, 11 – Привод, 12 – Подшипник, 13 – Рама, 14 – Термометр, 15 – Лабиринтное уплотнение, 16 – вход охлаждающего газа

Рисунок 1. Печь волоксации

РАЗВИТИЕ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА ПОДГОРНОЙ ЧАСТИ

Михайлов Д.А.

*ФГУП "Горно-химический комбинат"
662972, Железногорск, улица Ленина, 53
e-mail: dmitriy_mikhaylov1993@mail.ru*

В подгорной части предприятия до снятия государственного заказа проводилась наработка и выделение оружейного плутония. Производство диоксида плутония включало в себя радиохимический передел, состоящий из узлов растворения ОСУБ, экстракционного разделения плутония и продуктов деления, сорбционного аффинажа плутония, осаждения и прокаливания.

В 2010-х годах проведена конверсия радиохимического производства для переочистки складского "энергетического" диоксида плутония, выделенного при переработке ОЯТ на ФГУП "ПО "Маяк", с созданием установки переочистки плутония (далее - УПП).

Очищенный от америция диоксид плутония используется для фабрикации смешанного уран-плутониевого оксидного топлива (МОКС-топливо) для реактора БН-800 и смешанного уран-плутониевого нитридного топлива (СНУП-топливо) для реактора БРЕСТ-ОД-300. Бракованная спечённая МОКС-продукция также перерабатывается на УПП для вовлечения плутония в производство.

УПП состоит из узлов растворения, сорбции, осаждения и прокаливания, а также узла переработки "хвостовых" растворов. Основная аффинажная операция - сорбция плутония на сорбенте АМ-4ВП (ранее использовался ВП-1АП).

С целью выделения радионуклидов из "хвостовых" растворов и в рамках создания новых производств на УПП создан узел получения диоксида америция.

В настоящее время основные задачи перед УПП заключаются в увеличении общей производительности (модернизация узла сорбции, создание дополнительных узлов осаждения и прокаливания) и в снижении доли плутония, перешедшего в "хвостовые" растворы путём внедрения сорбента ТВЭКС-ФОР или иных для доизвлечения.

Увеличение производительности УПП необходимо для топливообеспечения новых производств в 2030-х годах.

Уменьшение плутония в хвостовых растворах необходимо для снижения образования растворов, которые нельзя направить на подземное захоронение. В настоящее время они накапливаются до момента создания и ввода в эксплуатацию узла экстракционного аффинажа.

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНАЯ ОБРАБОТКА СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОВОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

**Момотов В.Н.¹, Тихонова Д.Е.¹, Волков А.Ю.¹, Макаров А.О.¹,
Мазанников М.В.², Потапов А.М.², Зайков Ю.П.²**

¹ АО «Государственный научный центр–Научно-исследовательский институт атомных реакторов», 433510, Димитровград, Западное шоссе 9

² ФГБУН Институт высокотемпературной электрохимии Уральского отделения
Российской академии наук, 620066, Екатеринбург, ул. Академическая, стр. 20
e-mail: niiar@niiar.ru

Для вскрытия СНУП ОЯТ может быть использована высокотемпературная обработка (ВТО), которая включает в себя этапы азотирования, деазотирования и окисления.

На этапе азотирования фрагменты твэлов со СНУП ОЯТ нагревают в токе азота. При этом моонитрид урана переходит в U_2N_3 . Деазотирование проводят, нагревая отработавшее топливо в токе аргона. В результате полуторный нитрид урана вновь превращается в моонитрид. Моонитрид плутония не подвергается превращениям на данных стадиях. Изменение кристаллической решетки урана на стадиях азотирования и деазотирования приводит к разрушению топливной композиции, отделению топлива от оболочки и упрощению выхода летучих продуктов деления. Окисление предназначено для получения оксидных форм ядерных материалов, удаления из топливной композиции части продуктов деления. Цель работы – экспериментальная проверка эффективности высокотемпературной обработки СНУП ОЯТ для отделения топливной композиции от оболочек твэла и удаления летучих продуктов деления.

Работу проводили с использованием фрагментов твэла со СНУП топливом, отработавшим в реакторе БН-600 в течение 589,2 эффективных суток в составе комбинированной экспериментальной тепловыделяющей сборки 7, глубина выгорания ОЯТ 6,84% т.а. Длина фрагментов твэла 15-20 мм, масса фрагментов твэла со СНУП ОЯТ 155,1 г.

Азотирование проводили при температуре 850°C в течение 5 часов, деазотирование при температуре 1200 °C в течение 5 часов. Длительность стадии окисления составила 5 часов, температура – 850°C, газовая среда – $Ar + 10 \text{ об\% } O_2$.

Показано, что высокотемпературная обработка СНУП ОЯТ позволяет отделить топливную композицию от оболочек твэла. Доля удалённых нуклидов цезия из топливной композиции не превышает 7%, тритий и радиоуглерод извлекаются из топливной композиции на 94,2% и 89,9% соответственно, остаточное содержание нуклидов ^{106}Ru не превышает 4,5% от их исходного содержания в ОЯТ.

ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПК ВИЗАРТ ДЛЯ РАСЧЕТА МАТЕРИАЛЬНЫХ БАЛАНСОВ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ

Нечаев П.И., Родин А.В.

*Частное учреждение «Наука и инновации»
119017, город Москва, ул. Большая Ордынка, д. 24, этаж 8, каб. 8209
e-mail: pignechaev@rosatom.ru*

Для расчетного обоснования технико-технологических решений и организационных решений, в частности, для оценки необходимых производительностей отдельных переделов (предприятий) замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) и ресурсного обеспечения функционирования реакторных установок, работающих в пристанционном ядерном топливном цикле (ПЯТЦ), в рамках проектного направления «Прорыв» разрабатываются математические модели ключевых технологических процессов ЗЯТЦ и развивается программный комплекс «ВИртуальный ЗАвод РАдиохимических Технологий» (ПК ВИЗАРТ), предназначенный для расчета характеристик технологических линий и рециклируемых материальных потоков. В настоящее время в состав ПК ВИЗАРТ входит библиотека программно-информационных моделей технологических операций ПЯТЦ, оптимизационная подсистема, позволяющая определять характеристики технологических модулей в соответствии с заданными критериями на основе целевых функций, и набор универсальных алгоритмов, предназначенных для построения расчетных схем и расчета их характеристик.

В настоящее время существует необходимость в расчетно-технологическом сопровождении создаваемых или планируемых к созданию, а также модернизируемых радиохимических производств таких как: опытно-демонстрационный центр (ОДЦ) по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на площадке ФГУП «ГХК», завод большой производительности (ЗБП), полифункциональный радиохимический комплекс (ПРК). Каждый из объектов находится в разной стадии создания – от разработки принципиальных технологических схем, монтажа и пуска оборудования.

Проведенные расчеты материального баланса и циклограмм работы новых радиохимических производств показали, что в текущей ПК «ВИЗАРТ» не реализованы некоторые функции, необходимые для расчета циклограмм, например, учет образующихся основных и промежуточных соединений не только целевых компонентов, а также производных используемых реагентов, учет рециклируемых потоков некондиционной продукции, учет продолжительности аналитического контроля, учет переходных режимов (вывод оборудования на проектные показатели, дезактивация). Анализ проведенных расчетов показал необходимость усовершенствования ПК ВИЗАРТ и позволил подробнее разработать требования к создаваемому в рамках работ АО «ТВЭЛ» ПК ВИЗАРТ-регенерация делящихся материалов (РДМ).

Несмотря на не полную функциональность ПК ВИЗАРТ, проведенный расчет материальных балансов и циклограмм ОДЦ и ПРК показал необходимость корректировки объемов емкостного оборудования, режимов работы основного оборудования обоих объектов.

РАЗЛОЖЕНИЕ НИТРАТА АММОНИЯ, ВОССТАНОВИТЕЛЕЙ И КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЕЙ В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ**Объедков А.С., Белова Е.В., Калистратова В.В.**

*ИФХЭ РАН, Россия 119071, г. Москва, Ленинский проспект, д.31, корп. 4;
e-mail: Arseniyobedkov@yandex.ru*

В современной технологии переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с целью изменения валентности актиноидов (плутония и непутия) или их комплексообразования для уменьшения распределения в органической фазе применяются различные соединения. Одним из наиболее подробно изученных является гидразин нитрат (ГН), выполняющий роль стабилизатора U(IV) и восстановленных валентных форм Pu и Np. В результате радиационного и/или термического разложения ГН в технологических растворах происходит накопление нитрата аммония (НА). Поскольку НА относится к классу потенциально опасных химических соединений, то для обеспечения производственной безопасности в ходе окончательной утилизации жидких радиоактивных отходов (ЖРО) необходимым условием является разложение НА до простых стабильных продуктов. Ввиду ряда недостатков ГН проводятся исследования по внедрению в технологию новых бессолевых реагентов. Например, ацетогидроксаметовая кислота (АГК) может применяться и как восстановитель, и как комплексообразователь Pu и Np, тем самым снижая их распределение в органическую фазу и увеличивая селективность экстракции по отношению к урану. Для проведения окислительно-восстановительных реакций с ионами Pu и Np рассматривается и карбогидразид (КГ).

С целью уменьшения объема радиоактивных отходов, азотнокислые растворы, содержащие восстановители, отправляют на стадию упаривания. Для обеспечения безопасных условий проведения таких процессов необходима информация о радиационной и термической стабильности азотнокислых растворов, содержащих восстановители.

Во всех изученных необлученных растворах АГК, КГ и ГН в режиме ДСК с увеличением концентрации HNO_3 снижается температура начала экзотермической реакции, а тепловыделение увеличивается. В адиабатических условиях стартовые температуры в растворах АГК и КГ снижаются с увеличением концентрации HNO_3 , а в растворах ГН экзотермический эффект фиксируется только в растворе с 7 моль/л HNO_3 . Увеличение дозы облучения повышает $T_{\text{ст}}$ экзотермической реакции и при поглощенной дозе 500 кГр экзотермические реакции протекают при температурах выше 120°C, либо не регистрируются вовсе. Таким образом, облучение растворов изученных восстановителей в азотной кислоте не оказывает негативного влияния на безопасность их упаривания.

При нагреве азотнокислого раствора с НА в закрытом сосуде при $T_{\text{ст}}$ возникает экзотермическая реакция, причем ее значение меняется в зависимости от объема раствора, но в пределах погрешности. Варьируя концентрацию HNO_3 и количество НА в растворе можно достигнуть ситуации, когда даже возникновение быстрой экзотермической реакции в закрытом аппарате не приведет к созданию давления, превышающее допустимое.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации

**СИНТЕЗ ЭВТЕКТИЧЕСКОГО СПЛАВА ЛИТИЯ И ПЛУТОНИЯ –
КОМПОНЕНТА ТОПЛИВНОЙ СОЛИ ИЖСР****Орлов А.А., Ананьев А.В., Смирнов А.А.**

*АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара», 123060 Москва, ул. Рогова, 5А,
e-mail: andalekorlov@bochvar.ru*

Переход ядерной энергетики к замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ) невозможен без разработки технологии дожигания долгоживущих продуктов активации делящихся материалов — минорных актинидов. Принципиальным инструментом для решения этой задачи является создаваемый жидкосолевым реактор, топливом которого является трифторид плутония в расплаве солей фторидов лития и бериллия (FLiBe)

Процесс получения стартовой загрузки топливной соли ЖСР на основе FLiBe включает стадии синтеза компонентов топливной композиции – эвтектического сплава трифторида плутония с фторидом лития и соли растворителя – расплава фторидов лития и бериллия в требуемом соотношении. Такой состав топливного прекурсора выбран потому, что температура плавления чистого PuF_3 составляет $1410\text{ }^\circ\text{C}$ и растворение этого соединения в расплаве фторидов лития и бериллия при $600 - 700\text{ }^\circ\text{C}$ может вызвать затруднения кинетического характера. В то же время, температура плавления эвтектического состава 20 моль % PuF_3 + 80 моль % LiF составляет $748\text{ }^\circ\text{C}$, что существенно облегчает переход трифторида плутония в расплав топливной соли.

В докладе рассматриваются научные и технологические аспекты подготовки топливной добавки. Приведены результаты исследования процесса «сухого» гидрофторирования диоксидов церия, плутония и нептуния.

Показано, что остаточная концентрация кислорода в продуктах значительна и составляет 2000-5000 ppm, что обусловлено термодинамическими особенностями реакций диоксидов f-элементов с фтористым водородом.

Описан синтез топливной добавки на основе эвтектического расплава лития и фторида плутония. Показано, что при гидрофторировании расплава 20 моль % PuF_3 + 80 моль % LiF имеет место значительное снижение содержания примесного кислорода до значений 30-100 ppm.

Выполнено исследование по сравнению кинетики растворения топливной добавки и чистого фторида плутония в несущей соли FLiBe. Проведенные эксперименты показали, что скорость перехода в расплав топливной добавки значительно превышает скорость растворения трифторидов церия и плутония. Полная гомогенизация расплава с эвтектикой, в условиях эксперимента составляла 20 минут, в то время как полного растворения чистого плутония не было достигнуто в течение всей продолжительности эксперимента — 1 час.

**ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ И ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОЦЕССА СНЯТИЯ
ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ЖИДКИМ ЦИНКОМ В РЕЖИМЕ ЕГО ЦИРКУЛЯЦИИ**

**Петров А.И.^а, Фофанов Г.Л.^а, Мухамадеев А.С.^а, Половов И.Б.^а, Погляд С.С.^{а,б},
Осипенко А.Г.^{а,б}, Макаров А.О.^б, Абрамов С.В.^б**

*^аФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б. Н. Ельцина»,
620078, Россия, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19,
^бАО «ГНЦ НИИ атомных реакторов»,
433510, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9
e-mail: petrov.anton@urfu.ru*

Первым этапом пирохимической переработки ОЯТ является вскрытие топлива, предусматривающее удаление оболочек ТВЭЛОВ. Одним из наиболее перспективных способов вскрытия оболочек ТВЭЛОВ в рамках пирохимической технологии переработки ОЯТ является метод с использованием жидкого цинка. В настоящем сообщении представлены результаты исследования технологических основ растворения в жидком цинке модельных конструкционных материалов ТВЭЛОВ (стали 12Х18Н10Т, ЭП-823 (16Х12МВСФБР), ЭИ-847 (06Х16Н15МЗБ) и сплав Э-110) с последующими его отгонкой и конденсацией, разработку конструкции аппарата, обеспечивающего циркуляцию жидкого цинка и фракционирование ядерного топлива и конструкционных материалов, а также экспериментальную проверку процесса снятия оболочек ТВЭЛОВ на примере переработки элементов экспериментальных тепловыделяющих сборок реактора БОР-60 со смешанным виброуплотнённым уран-плутониевым оксидным топливом.

На основании измерений скоростей испарения чистого цинка в интервале температур 500–800 °С при давлениях инертного газа (Ar) 1; 0,1 и 0,01 атм. было показано, что при снижении давления и увеличении температуры скорость испарения возрастает не линейно и может превышать 10 г/см²·час. В процессе измерений скоростей растворения в цинке различных конструкционных материалов в интервале температур 500–800°С установлено, что по мере увеличения концентрации конструкционных металлов в цинке скорость растворения сплавов снижается, а при достижении концентрации конструкционных металлов, соответствующей насыщению (образованию двухфазной области), растворение практически прекращается. Скорость растворения сплавов при небольших (<0,5 мас. %) концентрациях конструкционных металлов в цинке при 800°С может достигать 1–3 г/см²·час, а при 500°С составляет в 10–50 раз меньше. Концентрация конструкционных металлов в цинке, соответствующая насыщению, даже при 800°С составляет около 10 мас. %. При изучении процессов конденсации цинка продемонстрировано, что в зависимости от остаточного давления цинк может конденсироваться как в жидком, так и в твердом состоянии.

На основании полученных данных выбраны режимы проведения процесса вскрытия оболочек ТВЭЛОВ с использованием жидкого цинка и изготовлена экспериментальная установка для проверки эффективности снятия оболочки жидким цинком на облученных материалах, работающая в режиме циркуляции цинка. На модельных «холодных» экспериментах и опытах в «горячей» камере АО «ГНЦ НИИАР» было показано, что проведение операции снятия оболочки ТВЭЛОВ растворением в цинке в режиме циркуляции позволяет количественно отделитьделящийся материал от конструкционных металлов.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАН-СИЛИЦИДНОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ОБОЛОЧКАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ

Подрезова Л.Н., Шадрин А.Ю., Медведев М.Н., Артоболевский С.В., Коптяева А.Г.

*Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов
имени академика А.А. Бочвара, 123098, Москва, ул. Рогова 5а
e-mail: lnpodrezova@bochvar.ru*

В настоящее время в Российской Федерации (РФ) и в мире разрабатывают ядерное топливо нового поколения безопасности (НПБ) для атомных станций малой мощности (АСММ) и тепловых атомных станций (прежнее название – «толерантное» топливо), что является следствием аварии на атомной станции «Фукусима-1». В случае запуска такого ядерного топлива в промышленную эксплуатацию, будет образовываться новый вид отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Согласно принятой в РФ концепции замкнутого ядерного топливного цикла, необходимо разработать технологические решения по переработке нового вида ОЯТ НПБ, возврату урана и плутония в топливный цикл и обращению с образующимися радиоактивными отходами (РАО).

АО «ВНИИНМ» является официальным разработчиком топлива нового поколения безопасности и, чтобы исключить опасность возникновения пароциркониевой реакции с выделением водорода при контакте оболочки ТВЭЛ с теплоносителем, рассматривает оболочки из циркониевого сплава с хромовым покрытием, из сплава 42ХНМ и из карбида кремния. Рассматриваемая топливная композиция должна обладать высокой теплопроводностью, низкой теплоемкостью, высокой плотностью и ураноемкостью, что повлечет меньшее накопление запасенного тепла в активной зоне реактора. Наиболее перспективной топливной композицией для топлива нового поколения безопасности является дисилицид триурана (U_3Si_2). С целью обеспечения возврата ядерных материалов из облученного топлива в топливный цикл АО «ВНИИНМ» изучает следующие варианты переработки ОЯТ нового поколения безопасности:

- гидрометаллургическая переработка с получением раствора ОЯТ, пригодного для передачи на экстракционную переработку по технологической схеме радиохимического завода;

- пирохимическая переработка в расплавах солей молибдена с получением оксидов урана и плутония методом прямой кристаллизации из расплава и с очисткой от продуктов деления не менее 10^3 .

В докладе представлены результаты исследований по первому (гидрометаллургическому) варианту переработки ОЯТ. В связи с тем, что в составе уран-силицидного топлива присутствует до 7,5 % кремния, который может препятствовать штатной работе массообменных аппаратов, вызывая осадкообразование и формирование третьей фазы, рассмотрен вариант удаления данной примеси до передачи раствора ОЯТ на головной экстракционный цикл. Разработана принципиальная схема гидрометаллургической переработки ОЯТ НПБ, обеспечивающая получение раствора ОЯТ, пригодного для экстракционной переработки. В штатную последовательность технологических операций добавлена операция волоксидации ОЯТ, в связи с низкой растворимостью топливной композиции в азотной кислоте без предварительного окисления. Установлены оптимальные режимы волоксидации для полного окисления U_3Si_2 до U_3O_8 и SiO_2 . Для подтверждения работоспособности предложенных режимов окисления силицидного топлива были использованы образцы фрагментов таблеток уран-силицидного топлива в оболочках с покрытием SiC, Zr оболочка с покрытием Cr и из сплава 42ХНМ. Для всех фрагментов ТВЭЛов подтверждена возможность практически полного удаления окисленного порошка топлива из оболочки и эффективной отмывки от ядерных материалов. Растворение смешанного порошка октаоксида триурана и диоксида кремния проводили в стандартных для переработки ОЯТ условиях - в азотной кислоте с концентрацией 8 моль/л при температуре кипения в течение 6 часов. Полное растворение U_3O_8 подтверждается соответствием экспериментальных данных по содержанию урана в растворе расчетным и отсутствием включений фазы октаоксида триурана в осадке, содержание кремния в растворенной форме не превышало 23 мг/л.

Предложена и экспериментально обоснована концепция двухэтапного осветления раствора ОЯТ НПБ. Первый этап – центрифугирование для снижения количества твердых частиц в растворе ОЯТ до 700-1000 мг/л. Второй этап – тангенциальная ультрафильтрация чтобы добиться общего коэффициента осветления 10^4 и обеспечить содержание твердых частиц в растворе ОЯТ менее 5 мг/л.

**ОПЫТ РАЗРАБОТКИ И ПРИМЕНЕНИЯ ТЕХНОЛОГИИ МЕМБРАННОЙ
ТАНГЕНЦИАЛЬНОЙ ФИЛЬТРАЦИИ НА РАДИОХИМИЧЕСКОМ И ХИМИКО-
МЕТАЛЛУРГИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВАХ ФГУП «ПО «МАЯК»**

**Самарина Н.С., Лагунова Н.Ю., Лызлова Е.В., Конников А.В., Силич Н.В.,
Булаев А.С., Логунов М.В., Лукин С.А., Вербицкий К.В., Мелентьев А.Б.,
Бобров П.А., Хасанов Р.Н.**

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

В настоящее время в различных отраслях промышленности широко применяются мембранные технологии. Для атомной промышленности наибольший интерес представляет, пожалуй, тангенциальная мембранная фильтрация. Фильтры для данного процесса представляют собой одно- или многоканальные трубки с концентрическим расположением каналов. Поток фильтруемой суспензии непрерывно движется продольно по каналу фильтра, на внутреннюю поверхность которого нанесён керамический мембранный слой, а поток пермеата отводится через мембрану к наружной поверхности фильтра перпендикулярно потоку суспензии. При этом на мембранном слое не происходит накопления осадка.

На ФГУП «ПО «Маяк» более 10 лет ведутся исследования процесса тангенциальной фильтрации (ТФ) применительно к решению ряда производственных задач. Наибольших результатов удалось достигнуть в области обращения с низко- и среднеактивными ЖРО, где не требуется применять оборудование в радиохимическом (дистанционном) исполнении.

На химико-металлургическом производстве созданы и успешно эксплуатируются крупные установки очистки вод спецканализации, а также установка малых размеров для очистки щелочных технологических отходов от альфа-излучателей. На радиохимическом заводе ТФ внедрена для очистки и перевода в более низкую категорию (по уровню активности) маточных растворов от осаждения полиураната аммония. На радиоизотопном заводе на модульной установке показана работоспособность мембранно-сорбционной технологии очистки ЖРО, включающей в себя последовательную очистку растворов по схеме ультрафильтрация - обратный осмос - обратный осмос - ионный обмен. В целом, создание и применение промышленных установок ТФ позволило значительно сократить количество вторичных операций по переработке, а также итоговый объём ЖРО, что заметно повысило экологическую безопасность производства.

Применение ТФ для осветления высокоактивных растворов ОЯТ требует дистанционно обслуживаемого оборудования. Разработка пульпонасосов каньонного исполнения позволила создать полномасштабный стенд. На имитаторах показана возможность применения ТФ для осветления растворов ОЯТ. С целью сокращения объёмов промывных растворов и пульп рассматривается работа установки фильтрации в комбинации с центрифугой.

Кроме классического применения ТФ для осветления растворов также получен опыт использования ТФ для реализации сорбционных процессов, а именно для наработки ^{137}Cs из растворов ВАО от переработки ОЯТ, что позволяет повысить эффективность технологического процесса. Данная технология прошла проверку на стендовых установках лабораторного и камерного исполнения.

Установлен ряд критериев, которые следует учитывать при разработке конструкции установки ТФ под конкретные технологические задачи.

ПОВЕДЕНИЕ НЕПТУНИЯ В РАСПЛАВАХ НА ОСНОВЕ СМЕСИ LiF-BeF₂

**Смирнова В.В.,^а Максимцев К.В.,^а Золотарёв Д.А.,^а Половов И.Б.,^а Волкович В.А.,^а
Власенко Е.А.,^б Аксютин П.В.,^б Апальков Г.А.,^б Пимонов А.В.^б**

^аУральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620062, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19,
^бФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Ленина, 53
e-mail: v.a.volkovich@urfu.ru

Смесь фторидов лития и бериллия является основой топливной соли ИЖСР. Нептуний является одним из ключевых компонентов топливной композиции, однако информация о его поведении в расплавах на основе FLiBe ограничена. Целью настоящей работы являлось исследование электрохимического поведения непутия и его координационного состояния в расплавах на основе смеси 0,73LiF–0,27BeF₂ при 640–680 °С. Нептуний в расплав вводили в виде терафторида NpF₄, концентрацию непутия варьировали в диапазоне 2,22–5,46 мас. %.

На циклических вольтамперограммах расплава (0,73LiF–0,27BeF₂)–NpF₄ (рисунок 1) присутствует катодный пик восстановления ионов Be(II) около –1,6 В. При несколько более положительном потенциале происходит восстановление ионов непутия. На анодной ветви вольтамперограммы имеются два чётко выраженных анодных пика, соответствующие растворению бериллия (–1,50 В) и непутия (–1,46 В). Перезаряд Np(IV)/Np(III) находится в области положительных потенциалов. Результаты циклической вольтамперометрии были дополнены квадратно-волновой, дифференциально-импульсной вольтамперометрией и катодной поляризацией. Величина окислительно-восстановительного потенциала расплава, содержащего 2,22–5,46 мас. % непутия при 650 °С находилась в диапазоне 1,603–1,662 В.

Методом отражательно-абсорбционной спектроскопии были зарегистрированы электронные спектры поглощения непутийсодержащих расплавов при 630 °С, а с помощью спектроскопии диффузного отражения получены спектры поглощения замороженных солевых пластов. Полосы поглощения в спектрах соответствуют $f-f$ переходам в комплексных фторидных ионах Np(IV) (5f³-электронная конфигурация). Интенсивность спектральных полос ожидаемо возрастает с увеличением концентрации непутия в электролите.

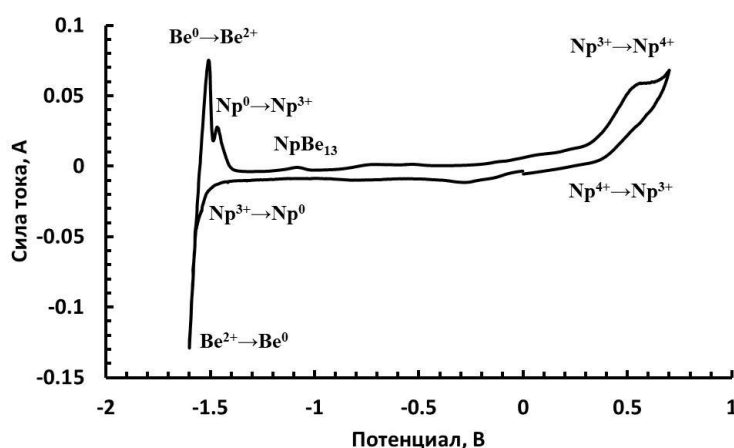


Рисунок 1. – Циклическая вольтамперограмма расплава (0,73LiF–0,27BeF₂)–NpF₄ (3,52 мас. % Np), 676 °С, на вольфрамовом электроде (0,57 см²) скорость поляризации 0,1 В/с

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ (АМ, СМ)-ФРАКЦИИ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В ЦЕЛЯХ ПРОИЗВОДСТВА ТЕПЛОВЫХ ИСТОЧНИКОВ ДЛЯ КОСМИЧЕСКИХ РИТЭГ

Тарасова М.С., Апсэ В.А., Глебов В.Б., Глаговский Э.М.

Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ.

115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31,

e-mail: MStarasova@mephi.ru

Подобно продуктам деления, младшие актиниды (МА) тоже можно рассматривать как бесполезные радиоактивные отходы, пригодные либо для выжигания в ядерных реакторах, либо сразу для окончательного захоронения в геологических формациях. Однако существует возможность рассматривать МА и как полезный материал, пригодный для производства тепловых источников радиоизотопных термоэлектрических генераторов (РИТЭГ). Такие генераторы широко используются в настоящее время для энергообеспечения космических аппаратов.

Рассмотрена возможность использования МА для производства тепловых источников длительного действия. Предлагается удаление Np-фракции из состава МА с тем, чтобы избежать появления ^{236}Pu , источника жёсткого γ -излучения, при облучении МА нейтронами высоких энергий, способными инициировать пороговую $^{237}\text{Np}(n,2n)$ -реакцию.

С целью снижения затрат на радиохимические работы и повышения удельной мощности тепловыделения продукта предлагается:

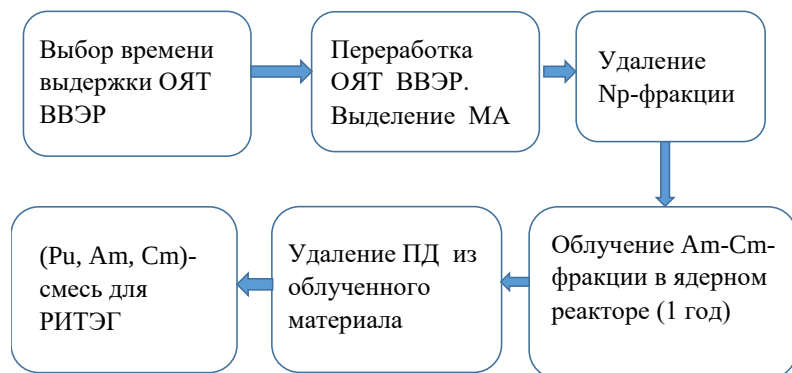
- Использовать смешанную (Am, Cm)-фракцию как стартовый материал для производства тепловых источников РИТЭГ. Исключение Np-фракции МА из стартового материала снимает проблему жёсткого γ -излучения продуктов распада ^{236}Pu .
- После облучения (Am, Cm)-фракции МА отделять только продукты деления, а оставшуюся трёхкомпонентную (Pu, Am, Cm)-смесь непосредственно использовать в качестве теплового источника РИТЭГ.

Показана предпочтительность смешанной (Am, Cm)-фракции МА по сравнению с выделенной Am-фракцией, поскольку первая обеспечивает более высокую мощность тепловыделения получаемого продукта. Основная причина – больший вклад ^{244}Cm , уже входящего в состав стартового материала и подпитываемого в процессе облучения изотопами америция. Эта предпочтительность делает ненужным сложное и дорогостоящее выделение Am-фракции из состава МА.

Чем короче время выдержки ОЯТ, из которого извлечен стартовый материал, тем выше удельное тепловыделение смешанной (Am, Cm)-фракции и до, и после облучения по сравнению с удельным тепловыделением Am-фракции. Однако, использование МА, извлеченных из ОЯТ с более длительной выдержкой, приводит к существенному росту темпа наработки плутония, пригодного для РИТЭГ, и к замедлению спада тепловыделения (Pu, Am, Cm)-смеси.

Снятие проблемы ^{236}Pu при облучении смешанной (Am, Cm)-фракции делает возможным наработку мощных тепловых источников для космических РИТЭГ как в тепловых, так и в быстрых реакторах.

Ниже приведена схема получения тепловых источников для РИТЭГ.



КОРРОЗИОННЫЕ СВОЙСТВА МОЛИБДЕНОВЫХ СПЛАВОВ ВО ФТОРИДНЫХ РАСПЛАВАХ НА ОСНОВЕ FLiNaK

Трубченинова А.И., Алимгулов Р.Р., Золотарев Д.А.,
Гибадуллина А., Хотинков В.А., Половов И.Б.

*ФГАОУ ВО «Уральский федеральный университет имени первого
Президента России Б. Н. Ельцина»,
620062, Россия, Свердловская область, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19,
e-mail: atrubcheninova@gmail.com*

На настоящий момент наиболее инновационной реакторной концепцией для утилизации минорных актинидов (МА), в частности кюрия, является жидкосолевой реактор-сжигатель с пристанционным ядерно-топливным циклом (ЖСР-С). Жидкосолевые реакторы имеют множество преимуществ перед традиционными ядерно-энергетическими установками (ЯЭУ), такие как отсутствие необходимости в производстве тепловыделяющих сборок и фабрикации таблеточного ядерного топлива, эффективное замыкание ядерного топливного цикла по отношению к МА, отрицательные коэффициенты реактивности ЯЭУ. Кроме того, энерговыделение в таких системах не ограничено возможностью теплоотвода внутри активной зоны, что позволяет достигнуть высокой плотности потока нейтронов в ЯЭУ и использовать их при различных сценариях развития ядерной энергетики.

В качестве теплоносителя для данных ядерных установок предлагается использовать расплавы фторидов в силу таких их преимуществ, как высокие теплопроводность и температура кипения, повышенная по сравнению с негалогенидными расплавами удельная теплоемкость, низкая вязкость, а также возможность достижения высоких коэффициентов разделения актинидов и продуктов деления, что, в целом, определяет безопасность и производительность реактора. Перспективными солевыми композициями на роль топливных расплавов рассматриваются фторидные соли состава LiF-NaF-KF (FLiNaK).

Одним из сдерживающих факторов реализации проекта жидкосолевого реактора-сжигателя является недостаточная проработка вопроса выбора конструкционных материалов, сохраняющих стойкость во фторидных расплавах при высоких температурах. Традиционно на роль конструкционных материалов рассматривают стали и сплавы. К настоящему моменту в научно-технической литературе существует множество исследований коррозионных свойств как сталей различного класса, так и никелевых сплавов. Однако, коррозионные свойства сплавов на основе молибдена во фторидных системах на настоящий момент недостаточно изучены и проработаны.

В связи с этим, целью настоящей работы является изучение коррозионной стойкости промышленных молибденовых сплавов (типа MB10, MB30) в ампульных (изотермических) и неизотермических (естественная конвекция расплава) условиях. Коррозионные испытания осуществляли в расплаве FLiNaK в присутствии тетрафторида урана (UF₄), имитирующего воздействие делящегося материала. На первом этапе были выполнены ампульные коррозионные тесты в статических условиях, то есть в отсутствии движения расплава. Испытания проводили в течение 100 часов при температурах 650 и 750 °C.

Неизотермические испытания были организованы таким образом, чтобы в процессе коррозионной выдержки обеспечить перемешивание расплава за счет естественной конвекции. Данные тесты осуществляли в течение 1000 часов при 650 °C и помимо коррозионной стойкости определяли механические свойства кандидатных материалов после экспозиции. Результаты экспериментов свидетельствуют о том, что исследуемые молибденовые сплавы обладают отличной коррозионной стойкостью во фторидных расплавах и приемлемыми механическими характеристиками.

**МЕТОД ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО
ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА****Филимонова Е.Д., Захарова Н.А., Шадрин А.Ю., Подрезова Л.Н.**

*АО «ВНИИНМ», г. Москва, ул. Попова, 5а,
e-mail: NadAnZakharova@bochvar.ru*

Разработка высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР) в РФ проводится в рамках направления “Водородная энергетика”. Использование ВТГР представляет интерес для многих производственных процессов благодаря высокому уровню безопасности и высокой температуре теплоносителя. Одним из факторов, обеспечивающих высокую безопасность ВТГР, является использование микросферических твэлов (микротвэлы, МТ) – трехструктурное изотропное (ТРИЗО) ядерное топливо. Высокая радиационная и химическая устойчивость материалов МТ (пироуглерод и карбид кремния) не только обеспечивает высокую безопасность эксплуатации топлива, но и позволяет достигать большой глубины выгорания. По этим же причинам, общепринятые головные операции гидрометаллургической переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) не могут быть применены к ОЯТ ВТГР. Тепловыделяющая сборка (ТВС) ВТГР представляет собой графитовую призму, внутри которой находятся каналы с топливными компактами, содержащими МТ, и каналы для теплоносителя. Конструкция ТВС так же не позволяет использовать стандартные агрегаты рубки.

Разработка метода переработки отработавшего топлива ВТГР и обращения с радиоактивными отходами (РАО) проводилась в рамках Единого отраслевого тематического плана научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ Госкорпорации «Росатом» (ЕОТП) в 2022—2024 гг. Разработана и экспериментально обоснована технологическая схема головных процессов переработки отработавшего топлива ВТГР применительно к промышленной гидрометаллургической переработке. В основу предложенной схемы положены требования сохранения целостности защитных слоев ТРИЗО-топлива до извлечения микротвэлов, а также отказ от сжигания графита при переработке. Для извлечения топливных компактов из графитового блока ТВС предложены выпрессовка и бурение, для извлечения микротвэлов из компакта - электрохимическая дезинтеграция. Реализуемость предложенных процессов была подтверждена на лабораторном оборудовании на необлученном топливе ВТГР, модельном ядерном отработавшем топливе и графитовых имитаторах. Полученный раствор соответствует основным требованиям к потоку питания на экстракционную переработку.

В докладе представлены принципиальные подходы к обращению с ОЯТ ВТГР, результаты разработки метода переработки ОЯТ ВТГР и основные результаты экспериментальных исследований на имитаторах и на необлученном топливе.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВОССТАНОВЛЕНИЯ ОКСИДА УРАНА UO_3 ДО UO_2 ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ КЕРАМИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Цыганков Д.К., Бархударов К.В., Иванов Н.П., Проваторова В.В., Ринчинова В.Б.

*Дальневосточный федеральный университет, 690922, Владивосток, п. Аякс 10,
e-mail: tcygankov.dk@dvfu.ru*

Большинство исследований, касающихся промежуточных соединений урана во время восстановления, датируются 1960-1990-ми годами XX века. С тех пор произошли значительные изменения в технологиях и методах исследования, что создаёт потребность в новых исследованиях для обновления научных знаний и развития современных технологий.

Для получения оксида урана UO_2 исходным соединением является оксид урана UO_3 , взят и взвешен точно на аналитических весах в количестве 3 г и помещён в однозонную трубчатую горизонтальную печь SAFTherm. Восстановление проводили в атмосфере азотоводородной смеси при температуре в $400\text{--}500^\circ\text{C}$ в течение 15 – 180 минут.

При температуре 400°C формируются чётко выраженные дифракционные максимумы характерные для U_3O_8 , при повышении температуры до 500°C формируются дифракционные максимумы, относящиеся к UO_2 . Согласно данным РФА восстановление протекает полностью при температуре в 500°C , дальнейшее повышение длительности восстановления не приводит к повышению его степени.

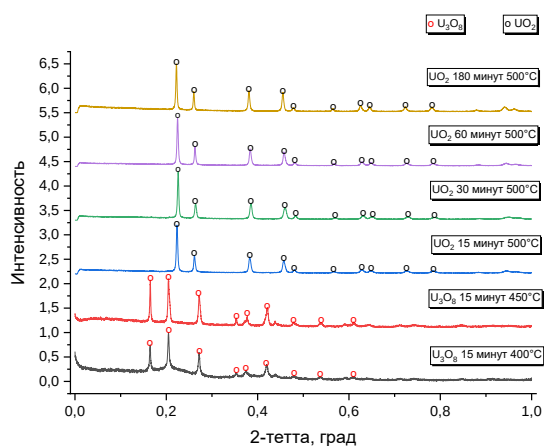


Рисунок 1. Дифрактограммы полученных образцов оксида урана UO_2

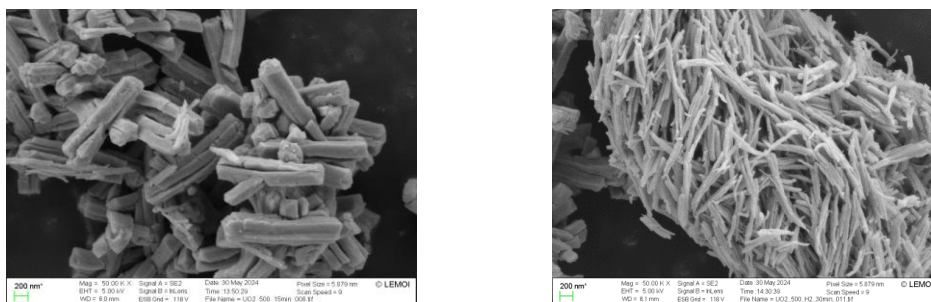


Рисунок 2. РЭМ полученных образцов оксида урана UO_2 в течение 15 и 30 минут

Исследование выполнено в рамках Государственного задания № FZNS-2024-0013, тема: «Спектроскопия рентгеновского поглощения на источниках синхротронного излучения для направленного химического синтеза функциональных материалов востребованных в атомной промышленности».

СИСТЕМА КОМПЬЮТЕРНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ И ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ И ОБРАЩЕНИЯ С РАО

Шмидт О.В.

*АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара» г. Москва, Россия
e-mail: OIvShmidt@bochvar.ru*

В условиях существования двухкомпонентной атомной энергетики к технологиям производства и регенерации ядерного топлива ставятся новые задачи, требующие новых подходов в организации технологических процессов, а, следовательно, в проектировании и конструировании оборудования. Одним из вариантов проверки и оценки принимаемых технических решений является математическое моделирование радиохимического производства, которое, в конечном итоге, позволит оптимизировать комплексный технологический процесс для повышения его эффективности и снижения стоимости.

Современные возможности вычислительной техники и программного обеспечения позволяют применять методы численного (компьютерного) моделирования для решения широкого класса задач. Однако, сложность характерных для технологий и оборудования процессов переработки ОЯТ и обращения с РАО, а также существующие, нередко трудноустраняемые, неопределенности вынуждают использовать при моделировании определенные допущения и приближения. Поэтому численное моделирование не может полностью заменить этап макетирования и проведения натурных испытаний, но может существенно сократить количество требуемых макетов, а также дополнить результаты испытаний данными, которые не могут быть напрямую измерены в экспериментах.

При разработке технологического оборудования в различных отраслях промышленности в практику вводится создание цифровых двойников (ЦД) на этапе проектирования. Подход предполагает выбор комплекса моделей, достоверно описывающих процессы в разрабатываемом аппарате, и проведение многовариантных расчетов с их использованием. В расчетах варьируются параметры аппарата и проверяются конструкторские решения. Анализ полученных результатов позволяет выбрать наиболее эффективные решения и режимы работы оборудования.

В настоящее время уже существуют расчетные модели отдельных процессов и аппаратов, которые позволяют на ранних стадиях выявлять коллизии и вносить изменения в технологическую, проектную и конструкторскую документацию. Кроме того, в отрасли существуют макеты различных промышленных аппаратов, которые могут быть использованы для доработки и верификации разрабатываемых компьютерных моделей.

В настоящей работе предлагается системный подход к проведению расчетов для оптимизации, управления и обоснования безопасности радиохимического оборудования. Разрабатываемая система компьютерного моделирования при расчетах будет использовать единую базу исходных данных и требований, а также иметь возможность отслеживания и оперативной оценки изменений. Структурными компонентами предлагаемой системы компьютерного моделирования являются:

- подсистема управления требованиями
- подсистема управления исходными данными
- подсистема согласования данных
- подсистема управления расчетными моделями
- подсистема управления результатами расчетов

Разрабатываемые комплексные компьютерные модели процессов и аппаратов могут быть использованы при создании цифровых двойников этих объектов, которые, в свою очередь, позволят сократить время и затраты на разработку головных образцов оборудования.

РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИЙ ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ

Анциферов А.А.

ФГУП «Горно-химический комбинат»
662972, г. Железногорск, Красноярский край, ул. Ленина 53,
e-mail: anaantsiferov@sibghk.ru

Актуальность разработки нового радиохимического оборудования обусловлена необходимостью интенсификации переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и замыкания ядерного топливного цикла.

Современное оборудование для радиохимических производств проектируется с учётом строгих требований радиационной и химической безопасности, что отражено в действующих санитарных нормах и правилах (СанПин, НРБ, ОСПОРБ).

Ключевыми принципами разработки конструкций являются минимизация радиационного воздействия на персонал, обеспечение герметичности технологических узлов, предотвращения утечек и накопления радиоактивных веществ.

Используются специальные материалы: нержавеющая сталь, эпоксидные и другие пластмассовые смолы, обладающие малой сорбцией, химической и радиационной стойкостью, а также способностью к эффективной дезактивации.

Разработка конструкций оборудования тесно связана с технологическими схемами радиохимических процессов, подбором и расчётом основного и вспомогательного оборудования, а также обоснованием режимов эксплуатации.

Разработка тороидальной вибрационной мельницы направлена на создание эффективного оборудования для тонкого и сверхтонкого измельчения материалов, необходимых в радиохимических процессах.

Конструкция мельницы с тороидальной формой рабочей камеры способствует равномерному распределению мелющих тел и повышает однородность помола. Использование коррозионностойких материалов и герметичной камеры позволяет работать с радиоактивными и агрессивными средами, обеспечивая безопасность и сохранность свойств материала. Регулировка частоты и амплитуды вибрации позволяет адаптировать мельницу под различные технологические задачи, включая производство МОКС-топлива и обработку радиоактивных отходов.

Литература

1. Российская академия: аналитическая конференция 2025 [Электронный ресурс, PDF]. -Режим доступа: https://www.analytconf.ru/files/analytconf-2025-circular_1.pdf (дата обращения: 13.05.2025).
2. Радиохимия-2022: материалы конференции/СПбГУ [Электронный ресурс, PDF]. -Режим доступа: https://pureportal.spbu.ru/files/102478320/_4_29.09_2_.pdf (дата обращения: 13.05.2025).
3. XI Российская конференция РАДИОХИМИЯ-2025: новости Химического факультета МГУ [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.chem.msu.ru/fakultet/novosti/xi-rossijskaya-konferentsiya-radiokhimiya-2025-2> (дата обращения: 13.05.2025).
4. Гаврунов А. Ю Вибрационная мельница с продольно-поперечным движением мелющих тел: дис. ... канд. техн. наук: 05.02.07-Тамбов, 2013-182 с.

ОПАСНОСТЬ УПАРИВАНИЯ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ С ВОССТАНОВИТЕЛЯМИ В УСТАНОВКАХ С ВЫНОСНОЙ ГРЕЮЩЕЙ КАМЕРОЙ

Белова Е.В., Обьедков А.С., Назин Е.Р.

*ИФХЭ РАН, Россия 119071, г. Москва, Ленинский проспект, д.31, корп. 4;
e-mail: Arseniyobedkov@yandex.ru*

В технологии радиохимических предприятий на операциях по переработке отработавшего ядерного топлива (сорбции, экстракции, разрушении азотной кислоты, растворение пульпы и отложений) используют азотнокислые растворы, содержащие макроколичества (от единиц до десятков грамм в литре) восстановителей. С целью уменьшения объема этих растворов их упаривают в выпарных установках с выносной греющей камерой. При этом происходит концентрирование HNO_3 и возможное накопление восстановителей в растворе, который при нагреве и определенных условиях способен к интенсивным экзотермическим процессам окисления.

При оценке взрывобезопасности конкретного технологического процесса достаточно иметь информацию об условиях возникновения экзотермической реакции (теплового взрыва) и избыточном давлении, создаваемом в аппарате за счет экзотермической реакции. Для этого необходимо знать зависимость характеристик экзотермических реакций от различных факторов. Такими необходимыми характеристиками для оценки безопасности процесса упаривания являются:

1. температура начала экзотермической реакции (теплового взрыва) $T_{ст}$;
2. удельный объем газообразных продуктов экзотермической реакции ($V_{уд}$);
3. длительность протекания экзотермической реакции (t).

Поэтому необходимы исследования, которые позволят получить экспериментальные данные. Только после этого можно оценить вероятность возникновения экзотермических процессов в растворах и опасность их упаривания.

Для выпарных установок с выносной греющей камерой, в условиях циркуляции раствора процесс упаривания - безопасен. Также он безопасен при $T_{ст}$ ниже температуры упаривания, из-за невозможности накопления больших количеств восстановителя в упариваемых растворах.

При $T_{ст}$ выше $T_{кип}$ раствора возможны два варианта: 1 - если при температуре упаривания восстановитель окисляется или отгоняется с паром, процесс - взрывобезопасен; 2 - если восстановитель концентрируется в макроколичествах, не исключено сочетание факторов (температура, концентрация HNO_3 , количество восстановителя), которые могут привести к возникновению интенсивной экзотермической реакции. При этом реакция будет проходить очень быстро. «Мощность» экзотермической реакции и создаваемое давление будут определяться количеством восстановителя в растворе перед возникновением реакции, а возникшее давление будет воздействовать на стенки установки. Безопасность процесса упаривания при возникновении быстропротекающей экзотермической реакции достигается при условии, что допустимое (разрешенное) давление для установки не превышает безразмерную величину $C_{пред} \cdot V_{уд}$, где $C_{пред}$ - концентрация восстановителя, до которой можно упаривать раствор не превышая предельного давления. Исходя из величины $C_{пред}$ можно оценить безопасную концентрацию восстановителя в исходном упариваемом растворе и безопасную степень упаривания раствора.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации

ПОВЕДЕНИЕ КРЕМНИЯ ПРИ ГИДРОМЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКЕ УРАН-СИЛИЦИДНОГО ОЯТ

**Бояринцев А.В.^а, Степанов С.И.^а, Шадрин А.Ю.^б, Подрезова Л.Н.^б,
Артоболевский С.В.^б, Коптяева А.Г.^б**

^аРХТУ им. Д.И. Менделеева, 125047, Москва, Миусская площадь, д. 9,

^бАО «ВНИИНМ», 123060, Москва, ул. Рогова, д. 5а

e-mail: boiarintsev.a.v@muctr.ru

Наиболее реалистичной стратегией переработки отработавшего уран-силицидного топлива является классическая гидрометаллургическая азотнокислая схема ПУРЕКС процесса, действующая на радиохимическом производстве. Уран-силицидное ОЯТ содержит значительное количество кремния, соединения которого в определенной степени вносят особенности в проведение гидрометаллургических переделов. С учетом химических характеристик уран-силицидного ОЯТ требуется понимание химического поведения кремния в азотнокислых средах и адаптация ключевых стадий процесса переработки нового типа ОЯТ для получения кондиционных ЯМ и их возврата в ЯТЦ.

В окислительных условиях в азотнокислых растворах, кремний образует кремниевую кислоту (КК) и её протонированные формы. Химический состав кремнийсодержащих растворов сложен из-за нестабильности КК и её полимеризации. Экспериментальные результаты по растворению имитаторов волокисидированного уран-силицидного ОЯТ и U_3Si_2 в растворах азотной кислоты, позволили установить, что основными формами нахождения кремния являются α – Si (H_4SiO_4 , $H_2Si_2O_5$, $H_6Si_2O_7$, $H_{10}Si_2O_9$) и γ – Si ($Si_nO_{n-1}(OH)_{2n+2}$, где $n > 10$) формы КК, а также смешанные силикато-уранильные соединения.

При контакте азотнокислых кремнийсодержащих растворов с органической фазой, содержащей ТБФ, происходит частичная или полная стабилизация эмульсий за счет предотвращения коалесценции капель органической фазы под действием полимерных форм КК. В зависимости от степени полимеризации КК, происходит замедление или полное предотвращение разделения фаз. Стабилизирующая роль продуктов конденсации КК обусловлена наличием тонкодисперсных твердых веществ (не растворенных частиц компонентов топливной композиции или частиц вторичных осадков гидратированного кремнезема), накоплением кремниевых частиц на границе раздела фаз, присутствие олигомерных форм КК, которые при взаимодействии с ТБФ (ассоциация полимерных форм КК с молекулами ТБФ) обладающих поверхностно-активным эффектом. Распределение кремния в ТБФ может быть связано с соэкстракцией как индивидуальных, не связанных химически с U(VI), кремниевых кислот, так и смешанных с U(VI) соединений кремния по гидратно-сольватному и сольватному механизмам.

Волокисидация топливной композиции перед растворением позволяет перевести кремний в химически инертные фазы и устранить сложности с образованием пленок гидратированного кремнезема на поверхности урановых частиц при растворении. Эффективное обескремнивание азотнокислых растворов может быть достигнуто на стадии осветления перед экстракцией при использовании коагулятов, флокулянтов и др. подходов. На основании совместных исследований РХТУ им. Д.И. Менделеева и АО «ВНИИНМ» разработаны варианты глубокого обескремнивания потоков ЯМ, содержащих растворимые формы КК, до содержания кремния не превышающих 10 мг/л.

Работа выполнена в рамках ЕОТП ГК «Росатом», проект ТЦПМ-404-33.

АВТОНОМНЫЙ ИСТОЧНИК ЭЛЕКТРИЧЕСКОГО ТОКА НА ОСНОВЕ МОНОКРИСТАЛЛА АЛМАЗА, АКТИВИРОВАННОГО УГЛЕРОДОМ-14

**Бураков Б.Е.^а, Бочаров С.Н.^б, Заморянская М.В.^а, Калиновский В.С.^а, Орехова К.Н.^а,
Дементьева Е.В.^а, Дементьев П.А.^а, Кравец В.А.^а, Гусев Г.А.^а,
Контрош Е.В.^а, Прудченко К.К.^а**

^аФизико-технический институт им. А.Ф. Иоффе,
194021, Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26
^бООО «НИЦ Передовые Синтетические Исследования»,
199034, Санкт-Петербург, 17 линия ВО, д.4-6
e-mail: burakov@mail.ioffe.ru

Современные технологии синтеза алмаза позволяют получать крупные (до десятков карат) монокристаллы с различными примесями (бора, азота и др.), которые обеспечивают необходимые люминесцентные характеристики под действием ионизирующего излучения¹. Использование углерода-14 (с периодом полураспада свыше 5 тысяч лет) в составе алмаза в сочетании с примесью бора позволило впервые в мире синтезировать монокристалл алмаза с относительно интенсивным самосвечением в темноте². Из данного кристалла была вырезана полированная пластинка (Рис.1) для изготовления макета автономного источника электрического тока (ядерной батарейки) с использованием в качестве фото-вольтаического полупроводникового преобразователя InGaP.

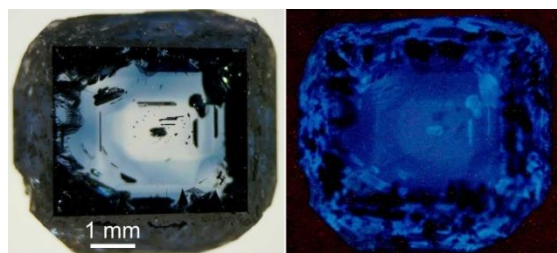


Рисунок 1. Полированная пластинка монокристалла алмаза, активированного углеродом-14 (0,008 масс.%) и примесью бора: слева – внешний вид; справа – самосвечение (собственная радиолюминесценция) в темноте. Голубая окраска алмаза обусловлена примесью бора.

Полученные результаты показывают, что при использовании 20 пластинок аналогичных алмазных пластинок и 40 *p-n* InGaP фотоэлектрических преобразователей достижимы следующие параметры: плотность тока короткого замыкания до 270 pA/cm²; напряжение холостого хода до 7 V; мощность ~ 0.7 nW/cm². Оптимизация концентрации углерода-14 и люминесцентных центров, а также разработка фотоэлектрических преобразователей с низкими уровнями токов утечки позволят увеличить мощность источника питания.

Литература

1. Bocharov S.N. et al. Study of radioluminescence and cathodoluminescence of artificial diamond single crystals as prospective durable core material for nuclear electric batteries, *Diamond and related materials*, **120**, 2021, <https://doi.org/10.1016/j.diamond.2021.108658>.
2. Bocharov S.N. et al. Self-glowing single crystal diamond activated with carbon-14: first synthesis and characterization, *Diamond and related materials*, **141**, 2024, <https://doi.org/10.1016/j.diamond.2023.110650>

**УСТОЙЧИВОСТЬ СТАЛИ МАРКИ 03X17H14M3 В РАСПЛАВЕ
ТОПЛИВНОЙ СОЛИ $\text{LiF-BeF}_2+\text{PuF}_3+\text{NpF}_4$**

Григорьева Е.О., Юдакова А.С.

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

Внедрение замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) с многократным рециклированием урана, плутония и утилизацией минорных актинидов дает возможность значительного сокращения объемов высокоактивных отходов и способствует решению отложенных проблем ядерной энергетики в части накопления отработанного ядерного топлива. Один из перспективных путей замыкания ЯТЦ по всем минорным актинидам связан с их утилизацией в жидкосолевых реакторах с циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов металлов. Сдерживающим фактором реализации проекта Исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР), является недостаточная проработка вопроса выбора конструкционных материалов, сохраняющих стойкость во фторидных расплавах при высоких температурах. Для подтверждения коррозионной стойкости конструкционных материалов проводили коррозионные испытания стали марки 03X17H14M3 в среде топливной соли $\text{FLiBe}+\text{PuF}_3+\text{NpF}_4+\text{Te}$ в течение 4000 часов при температуре $700\pm 5^\circ\text{C}$.

По результатам исследований установлено:

1. Определяющими продуктами коррозионного процесса являются железо и хром, как наиболее электроотрицательные компоненты исследуемого материала.
2. Значения скорости коррозии для основного металла находятся в диапазоне 60-66 мкм/год, для сварных соединений - 65-70 мкм/год. Исследуемые материалы подвержены сплошной равномерной коррозии с выраженными межкристаллитными поражениями.
3. В рамках металлографических исследований на изучаемых образцах не отмечено наличие дефектов виде трещин не коррозионного характера. В структуре материала отсутствуют вторые интерметаллидные фазы. Развитие данного типа коррозионных разрушений обусловлено формированием по границам зерен избыточных хромсодержащих фаз вдоль которых развиваются межкристаллитные поражения.
4. В ходе механических испытаний установлено, что повышение температуры испытания приводит к снижению напряжения течения, а также приводит к повышению пластических характеристик.
5. Для поверхности изломов образцов основного металла характерен вязкий макрорельеф с ямочной равноосной структурой. Для сварных соединений характерен неоднородный излом, сочетающий помимо вязкого ямочного рельефа на поверхности разрушения и хрупкий рельеф.

На основании проведенной НИОКР сталь марки 03X17H14M3 может быть рассмотрена в качестве кандидатного конструкционного материала для конструктивного исполнения первого пускового этапа ИЖСР при продолжительности эксплуатации установки не более 4000 ч.

ТЕРМИЧЕСКАЯ СТАБИЛЬНОСТЬ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ ВОССТАНОВИТЕЛЕЙ В ПРИСУТСТВИИ УРАНИЛ НИТРАТА

Гришаев А.Н., Объедков А.С., Белова Е.В.

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт физической химии
и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской Академии Наук,
119071, Москва, Ленинский проспект, д.31, корп. 4,
e-mail: grishaev-an@mail.ru*

Одним из этапов переработки ОЯТ, является восстановительная рекстракция Pu и Np с использованием восстановителей таким, как гидразиннитрат (ГН), который широко использующийся на радиохимических заводах. Альтернативой ГН может служить карбогидразид (КГ). Цель данной работы: изучение влияния макрокомпонента ОЯТ – урана на термическую стабильность азотнокислых растворов КГ, ГН и их смесей.

Методом дифференциально-сканирующей калориметрии изучали растворы содержащие 20 г/л КГ, 20 г/л ГН и 800 г/л уранил нитрата (УН) в 3.2 моль/л HNO_3 . Программным комплексом TDpro определяли температуру начала экзотермической реакции ($T_{\text{ст.}}$, °C), максимальную температуру теплового потока ($T_{\text{макс.}}$, °C) и удельный тепловой эффект ($Q_{\text{уд.}}$, Дж/Гр-ра).

Экзотермические процессы в азотнокислом растворе ГН характеризуется наличием трёх пиков тепловыделения. Присутствие УН приводит к увеличению $T_{\text{ст.}}$ первой реакции до 118 °C, тепловыделение достигает своего максимума быстрее, чем в растворе без УН. Во второй реакции интенсивность в присутствии УН увеличивается, а в третьей реакции снижается. Удельное тепловыделение снижается на 12 % по сравнению с раствором ГН.

В растворах КГ и смеси КГ с ГН с 3.2 моль/л HNO_3 протекают два экзотермических эффекта, $T_{\text{ст.}}$ экзотермических реакций приведены в табл. 1. Добавление УН к смеси КГ с ГН приводит к увеличению $T_{\text{ст.}}$ до 100 °C.

Таблица 1. Термические параметры азотнокислых растворов КГ и ее смесей

Смесь	КГ	КГ с УН	КГ с ГН	КГ с ГН и УН
$T_{\text{ст.}}$, °C	128 / 173	125	91/120	100
$T_{\text{макс.}}$, °C	157 / 193	153 / 182	96 / 159 / 195	104 / 145/ 189
$Q_{\text{уд.}}$, Дж/Гр-ра	274	102	631	172

В результате взаимодействия КГ с азотной кислотой происходит образование динитрата диамино мочевины [1], указывается также образование карбонил азида. Можно предположить, что в растворе образуются одно или несколько таких соединений, что приводит к протеканию многостадийных экзотермических процессов. КГ может образовывать с УН комплексное соединение. Предполагается, что именно за счёт комплекса произошло уменьшение удельного тепловыделения.

Присутствие УН в азотнокислых растворах с восстановителями относительно мало влияет на стартовую температуру экзотермической реакции, но снижает удельное тепловыделение.

Литература

1. Fischer N., Klapötke T.M., Stierstorfer J. Propellants, Explosives, Pyrotechnics, 2011, 36, 225.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации.

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ «РЕАКТОРНЫХ» МЕТАЛЛОВ ПЛАТИНОВОЙ ГРУППЫ

Ковалев Н.В., Прокошин А.М., Давыдова П.В., Королев В.А.

АО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина»,
194021, Санкт-Петербург, 2-ой Муринский пр-т, 28,
e-mail: davydova@khlopin.ru

Исследованы радиационные характеристики металлов платиновой группы (МПГ) – рутения, родия и палладия, выделенных из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реактора ВВЭР-1000.

При выделении, разделении и аффинаже МПГ из ОЯТ эти металлы будут обладать собственной радиоактивностью, но после выдержки рутения около 27 лет, а родия 13 лет, их можно использовать в неограниченном количестве. Выдерживать «реакторный» палладий не имеет смысла в силу периода полураспада его радиоактивного изотопа ^{107}Pd - 6.5 млн лет. Согласно нормативным документам [1], такой палладий можно беспрепятственно использовать только в количестве до 34 г.

^{107}Pd является мягким бета-излучателем со максимальной энергией β -частиц 34 кэВ. Результаты расчетов показывают, что длина пробега β -частиц от ^{107}Pd в металлическом палладии составила – 0.8 мкм, поэтому «реакторный» палладий излучает только с поверхностного слоя, остальные электроны поглощаются в самом материале. Длина пробега электронов с энергией 34 кэВ в биологически ткани составляет около 20 мкм, что не превышает толщину рогового слоя эпидермиса кожи [2].

Расчеты показали, что мощность эквивалентной дозы (МЭД) на поверхности «реакторного» палладия составляет 0,04 мкЗв/ч (рисунок 1), что ниже значения МЭД для населения [3]. Вследствие чего делается вывод, что «реакторный» палладий не представляет какой-либо опасности при внешнем контакте.

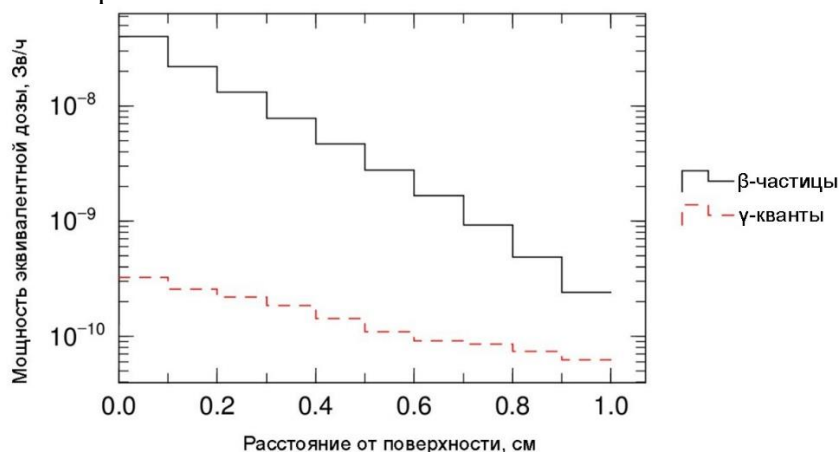


Рисунок 1. МЭД от β -частиц и γ -квантов с поверхности «реакторного» палладия

Литература

1. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности: Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы.
2. Lademann J., Richter H., Astner S., Patzelt A., Knorr F., Sterry W., Antoniou Ch. Determination of the thickness and structure of the skin barrier by in vivo laser scanning microscopy. // Laser Physics Letters. – 2007. – Vol. 5. – № 4.
3. ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности.

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНЫХ УСЛОВИЙ РАЗЛОЖЕНИЯ СМЕСИ НИТРАТА УРАНИЛА И НИТРАТА АММОНИЯ ПРИ ДЕНИТРАЦИИ ПОД ДЕЙСТВИЕМ СВЧ ИЗЛУЧЕНИЯ

Двоеглазов К.Н.^{1,2}, Кошечева А.М.³, Филимонова Е.Д.¹, Захарова Н.А.¹, Гёзаян Л.В.³

¹ АО «ВНИИИМ», Москва, ул. Рогова, 5а,

² АО «Прорыв», Москва, Раменский бульвар, д.1

³ ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, кор. 5

e-mail: kndvoeglazov@bochvar.ru

Одной из стадий гидрометаллургического передела модуля переработки ОЯТ на опытно-демонстрационном энергокомплексе является операция перевода полученных очищенных нитратов актинидов в оксидную форму, пригодную для рефабрикации ядерного топлива. Перевод нитратов актинидов в твердую форму проводится путем прямой денитрации из раствора в смешанный оксид путем нагревания излучением сверхвысокой частоты (СВЧ).

Смешанный резкстракт актинидов получают при помощи азотсодержащего восстановителя карбогидразида, который в дальнейшем окисляют либо электрохимическим методом, либо при помощи активированного угля как катализатора. В обоих случаях продуктом разложения карбогидразида является нитрат аммония. Далее полученный раствор попадает на следующую стадию гидрометаллургического передела – кристаллизационный аффинаж. Известно, что нитрат аммония образует двойные соли с нитратом уранила и плутонила. Вследствие этого, очищенный раствор актинидов, который будет подаваться на операцию СВЧ денитрации, будет в себе содержать нитрат аммония, который, как известно, при определенных условиях является взрывоопасным и не в полной мере окисленный карбогидразид.

Для определения условий безопасного проведения процесса СВЧ денитрации были проведены эксперименты по определению тепловых эффектов смесей с различным содержанием нитрата аммония и нитрата уранила. Тепловые эффекты исследовали методом дифференциально сканирующей калориметрии в открытом тигле. Нагревали образцы со скоростью: 2 К/мин, 5 К/мин, 10 К/мин. Исследование как механических смесей нитратов, так и полученных совместной кристаллизацией по составу соответствующие высушенным остаткам модельных растворов с концентрациями нитрата аммония 2,4 г/л, 10 г/л и 20 г/л, показало, что для всего исследованного диапазона концентраций нитрата аммония (до 20 г/л в растворе) наблюдаются эндотермические эффекты.

В случае использования для экспериментов закрытого тигля, термическое разложение перекристаллизованной смеси нитрата уранила с NH_4NO_3 сопровождается незначительным экзотермическим эффектом, величина которого варьируется от 46 до 62 Дж/г, что является ниже условий образования саморазлагающихся смесей, согласно международным подходам.

Таким образом, результаты проведенных экспериментальных исследований позволяют сделать вывод о том, что в условиях теплоотвода и отвода газо- и паровоздушных смесей из технологического оборудования, смесь нитрата уранила с нитратом аммония в присутствии азотной кислоты разлагается с эндотермическими эффектами и является взрывопожаробезопасным процессом.

Работа выполнена при финансовой поддержке государственной корпорации «Росатом» в рамках реализации проектного направления «Прорыв».

ВСКРЫТИЕ ОЯТ РБН В ПАРАХ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ С РЕАЛИЗАЦИЕЙ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ОТДЕЛЬНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

Зверев Д.В.¹, Неволин Ю.М.², Двоеглазов К.Н.¹, Кулюхин С.А.²

¹АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. ак. А.А. Бочвара», Москва, ул. Рогова, 5а,

²Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук, 119071, Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4.
e-mail: kndvoeglazov@bochvar.ru

К настоящему моменту технология всех радиохимических комбинатов мира, занимающихся переработкой ОЯТ РТН, очень схожа и начинается с вскрытия фрагментированного ОЯТ в азотной кислоте. Учитывая необходимость унифицирования технологий и применения однотипного оборудования, в настоящее время актуальной задачей является разработка новых альтернативных методов вскрытия ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах (РБН), в том числе с высоким содержанием плутония.

Одним из перспективных путей переработки ОЯТ может считаться совместное использование процессов волоксидации (объемное окисление) и конверсии ОЯТ в нитраты путем обработки парами азотной кислоты. Такая схема переработки позволяет получать малообводненные соли актинидов из ОЯТ как современных, так и перспективных реакторов.

Систематические исследования газофазной конверсии соединений актинидов в парах азотной кислоты ведутся в ИФХЭ РАН с 2013 года. По их результатам показана возможность получения малообводненных нитратов актинидов с возможным отделением Zr и Mo. Исследована конверсия таких соединений, как UO_2 , U_3O_8 , UN, UC, $CsUO_x$, $SrUO_x$, $UMoO_x$, $(U,Ln)O_x$, $(U,Pu)O_x$, $(U,Np,Pu)O_x$.

Настоящий доклад посвящен работам по газофазной конверсии модельного ядерного топлива (МЯТ), выполненным совместно АО «ВНИИНМ» и ИФХЭ РАН.

Изучение конверсии ОЯТ в нитраты проводили на модельном ядерном топливе, содержащем уран и плутоний в количестве близком для ОЯТ РБН, и элементы, имитирующие технологически важные продукты деления.

В ходе данных работ было показано, что газофазная конверсия МЯТ на основе МОКС и СНУП в нитрирующей атмосфере при 130-150 °С позволяет полностью перевести уран и плутоний в водорастворимые соединения. В то же время в статических условиях для МОКС МЯТ, содержащего 20 % плутония и предварительно окисленного при 900 °С, степень конверсии в водорастворимые соединения плутония не превышает 85 %.

Показано, что проведение конверсии МЯТ РБН в потоке паров кипящей азотной кислоты в динамических условиях при температуре 130 °С позволяет извлечь не более 88% Pu. Увеличение температуры до 170 °С приводит к прекращению реакции. Основная масса плутония в остатках после конверсии сосредоточена в фазах циркония и молибдена. Повторная обработка остатка в парах азотной кислоты, а также барботирование озона через его суспензию не позволяет эффективно извлекать Pu.

Также показано, что в результате конверсии возможно частичное отделение Mo, Zr и Tc в нерастворимый осадок. В зависимости от типа МЯТ, в осадке содержится 20-90 % исходного количества Mo, 30-90 % Zr и 10-99 % Tc.

Работа выполнена при финансовой поддержке АО «ТВЭЛ» в рамках проекта ЕОТП-406.

СИНТЕЗ СОЛЕВЫХ КОМПОЗИЦИЙ LiF-BeF_2 , СОДЕРЖАЩИХ ФТОРИДЫ УРАНА И ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

**Золотарев Д.А.^а, Волкович В.А.^а, Громов В.О.^б, Аксютин П.В.^б, Власенко Е.А.^б,
Апальков Г.А.^б, Маркелов В.И.^а, Половов И.Б.^а**

^аУральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620002, г Екатеринбург, Мира 19,

^бФедеральное государственное унитарное предприятие "Горно-химический комбинат",
662970, Красноярский Край, г Железногорск, Ленина 53
e-mail: d.a.zolotarev@urfu.ru

Идея внедрения замкнутых топливных циклов с многократным рециклированием урана и плутония в тепловых и быстрых реакторах и утилизацией минорных актинидов (МА) в специализированных установках дает возможность резкого сокращения объемов высоко активных отходов и способствует решению проблемы социальной и экологической приемлемости ядерной энергетики. В настоящее время наиболее обоснованной с технологической точки зрения ядерно-энергетической системой, претендующей на роль «реактора-сжигателя» МА, является жидкосольевой ядерный реактор с циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов металлов (ЖСР-С). Основные преимущества ЖСР-С заключаются в гибком топливном цикле, возможности широко варьировать содержание минорных актинидов в топливной соли без изменения конструкции и остановки реактора; отсутствии операций фабрикации и рефабрикации ТВЭЛов при организации многократной схемы рециклирования МА. Таким образом, реализация проекта ЖСР-С имеет особое значение для обеспечения технологического лидерства России как в области реакторных технологий, так и в вопросах замыкания ядерного топливного цикла.

Ключевой технологической задачей при создании ЖСР-С является разработка методов синтеза высокочистых солевых композиций, так как даже незначительные примеси в топливной соли и теплоносителе могут существенно усиливать коррозионные процессы, что ставит под угрозу надежность и долговечность реакторной установки. В этой связи особую актуальность приобретают исследования, направленные на разработку методов синтеза и очистки фторидных солевых систем на основе FLiBe (73LiF-27BeF_2 мол. % и 66LiF-34BeF_2 мол. %), которые рассматриваются в качестве перспективных несущей топливной соли и теплоносителя ЖСР-С соответственно.

Для получения высокочистых фторидных систем FLiBe (73LiF-27BeF_2 мол. % и 66LiF-34BeF_2 мол. %) в настоящей работе предложено использовать металлический бериллий (Б-1А, >99.5 %), карбонат лития (ТУ 6-09-3728-83, ХЧ, 99,9 %) и плавиковую кислоту (ГОСТ 10484-78, ХЧ). Для очистки солевой композиции от кислородсодержащих примесей на заключительной стадии применяли высокотемпературный переплав в присутствии фторирующего агента – гидрофторида аммония.

Тетрафторид урана получали «мокрым» способом. В качестве исходного соединения использовали $\text{UO}_2\text{SO}_4 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$. Восстановление ионов уранила до U(IV) производили с помощью металлического железа. Для обезвоживания полученного кристаллогидрата фторида урана (IV) после сушки, использовали высокотемпературную обработку гидрофторидом аммония. С целью приготовления фторидов нептуния ($\text{NpF}_{3,4}$) и плутония (PuF_3) использовали «сухой» метод высокотемпературного фторирования соответствующих диоксидов газообразным фтороводородом в восстановительной атмосфере водорода.

Синтез соли топливного контура соли с топливными добавками осуществляли сплавлением AnF_n с FLiBe в инертной атмосфере при 850 °С в течение 3 – 5 часов, достаточных для гомогенизации.

Проведенный химический анализ показал высокую чистоту полученных материалов – концентрации примесных элементов и кислорода в композициях не превышали 100 ppm.

МЕТОД ОЧИСТКИ СОЛЕВЫХ СИСТЕМЫ LiF-BeF₂ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГИДРОФТОРИДА АММОНИЯ

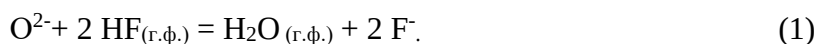
Золотарев Д.А., Волкович В.А., Маркелов В.И., Половов И.Б., Ребрин О.И.

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620002, Екатеринбург, Мира 19,
e-mail: d.a.zolotarev@urfu.ru*

Жидкосолевые реакторы (ЖСР) представляют собой одну из наиболее перспективных ядерно-энергетических установок IV поколения. Их уникальные характеристики, такие как работа при близком к атмосферному давлении, комплекс благоприятных физических свойств солевого расплава, играющих роль топлива и теплоносителя, внутренняя безопасность и возможность эффективного сжигания трансурановых элементов делают эту технологию особенно востребованной в современных условиях. Одной из ключевых технологических задач при создании ЖСР является получение высокочистых солевых композиций. Даже незначительные примеси в топливе и теплоносителе могут существенно усиливать коррозионные процессы, что ставит под угрозу надежность и долговечность реакторной установки. В этой связи особую актуальность приобретают исследования, направленные на разработку методов синтеза и очистки фторидных солевых систем FLiBe с двумя вариантами мольного состава (66,7 % LiF–33,3 % BeF₂ и 73 % LiF–27 % BeF₂).

Фторидные солевые системы FLiBe с соотношением LiF : BeF₂ ≥ 2 получали, используя металлический бериллий, карбонат лития и плавиковую кислоту. Для очистки солевых систем от кислородсодержащих примесей в настоящей работе предложено использовать высокотемпературный переплав в присутствии фторирующего агента – гидрофторида аммония.

Процедуру очистки проводили в стеклоглеродном тигле, помещенном в герметичную ячейку из нержавеющей стали. Процесс осуществляли в несколько стадий. На начальном этапе происходило постепенное разложение гидрофторида аммония до аммиака и фтороводорода. Образующийся фтороводород реагировал с кислородсодержащими примесями, находящимися в конденсированной фазе, а по мере расплавления фторидной соли, фтороводород растворялся в расплаве и взаимодействовал с кислородсодержащими примесями, присутствующими в жидкой фазе, по следующей реакции:



Целью последующих стадий процедуры очистки солей являются дополнительное обезвоживание системы, отгонка следов фтороводорода и исключение повторного загрязнения получаемого продукта на этапе кондиционирования. Приготовленный по предложенной методики очистки расплав солевой системы FLiBe охлаждали и хранили в инертном боксе.

Представительную пробу плава FLiBe подвергали рентгеноспектральному флуоресцентному анализу для определения содержания примесей. Содержания кислорода определяли методом восстановительного плавления в токе газа-носителя. Проведенный химический анализ показал высокую чистоту полученного материала – концентрация примесных элементов и кислорода не превышало 100 ppm.

Таким образом, вышеприведенный метод очистки от кислородсодержащих и ряда других примесей позволяет получить солевую систему FLiBe требуемого состава, соответствующую по чистоте техническим требованиям к качеству фторидных систем.

РАЗРАБОТКА И ПРОВЕРКА СОРБЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ДООЧИСТКИ «КОРОТКОЖИВУЩЕЙ» ЦЕЗИЙ-СТРОНЦИЕВОЙ ФРАКЦИИ, ИЗВЛЕЧЕННОЙ ИЗ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Широков А.И., Ворошилов Ю.А., Логунов М.В., Конников А.В., Калмыков Д.К.

ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31;
e-mail: cpl@po-mayak.ru

Для решения задачи доочистки «короткоживущей» фракции цезия и стронция (КФ), выделенной из высокоактивных отходов (ВАО), в рамках нового продуктового направления «Сбалансированный ЯТЦ» проработаны варианты сорбционного извлечения долгоживущих радионуклидов (^{241}Am , ^{244}Cm , ^{99}Tc) с целью снижения активности критически значимых радионуклидов в отверждённой КФ до рекомендованных ИБРАЭ РАН значений для среднелунинного захоронения компаунда после его выдержки и распада основного количества цезия и стронция.

В ходе лабораторных работ исследованы сорбенты, имеющие высокую селективность к минорным актинидам (ФОР-ТВЭКС, Д2ЭГФК-ТВЭКС, Purolite S957, Axionit MND 40T и Термоксид-231). По результатам предварительных опытов на растворах Се (III) (имитатор МА) наибольшую эффективность показали Purolite S957 и Axionit MND 40T.

Проведены динамические сравнительные испытания разработанных вариантов на модельном растворе. Показано, что степень извлечения ТПЭ (^{241}Am и ^{244}Cm) на сорбенте Purolite S957 при пропускании 270 к.о. модельной КФ составила 99,8 %, при этом коэффициент очистки КФ от ТПЭ достиг 660. Для сорбента Axionit MND 40T величина эффективного фильтроцикла на модельном растворе (разбавленном в 1,3 раза при корректировке кислотности) превысила 180 к.о., при этом коэффициент очистки КФ от ТПЭ составил 790. В результате для очистки КФ от долгоживущих альфа-излучающих радионуклидов выбран ионит Purolite S957, так как по сравнению с Axionit MND 40T его применение не требует корректировки кислотности раствора перед сорбционной очисткой КФ. Кроме того, продолжительность эффективного фильтроцикла до проскока ТПЭ (с учётом разбавления исходного раствора для Axionit MND 40T) на Purolite S957 почти в 2 раза больше.

В статических условиях рассмотрены варианты доочистки КФ от Тс на анионитах ЧФО, АВ-17 и ВРА-2. В результате все рассмотренные аниониты показали высокую эффективность извлечения Тс. Динамические испытания по очистке модельной КФ от Тс осуществляли на анионите ЧФО, показавшем наилучшие сорбционные показатели и имеющем высокий уровень референтности. Проскок Тс в фильтрат при пропускании 470 к.о. раствора не превышал 0,002 %, при этом динамическая обменная ёмкость составила не менее 14 мг/г. Коэффициент очистки КФ от Тс на анионите ЧФО составила не менее $1,4 \cdot 10^4$, что с большим запасом обеспечит содержание Тс в остеклованной КФ ниже предельно допустимых уровней.

В 2021 и 2023 годах проведена проверка разработанных вариантов сорбционной очистки КФ с использованием сорбентов Axionit MND 40T и Purolite S957 на реальном высокоактивном реэкстракте Cs-Sr в условиях «горячей» камеры. В результате на реальном технологическом продукте подтверждена работоспособность предложенных сорбционных технологий очистки КФ.

**ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ
КЕРАМИЧЕСКОГО КАЧЕСТВА ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ Pu(III)****Юмагуен А.З., Барина Н.В., Кадочигов К.А., Конников А.В.***ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская обл., г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Начиная с момента пуска завода РТ-1 и до настоящего времени, в технологии экстракционного аффинажа Pu на операции реэкстракции используется только процесс комплексообразующей реэкстракции. В настоящее время в качестве комплексона используется диэтилентриаминпентауксусная кислота. Преимуществом схемы является подтверждённая практикой возможность наработки порошков PuO_2 керамического качества, пригодного для изготовления МОКС-топлива. В то же время этот вариант не обеспечивает высокого концентрирования Pu и приводит к образованию большого количества вторичных отходов.

Одним из направлений усовершенствования технологии переработки ОЯТ является модернизация аффинажного узла Pu с использованием процесса восстановительной реэкстракции с помощью карбогидрида (КГ). При данной организации процесса возникают вопросы о возможности оксалатного осаждения Pu(III) с последующим прокаливанием и получением порошков PuO_2 керамического качества.

Исследования, направленные на изучение возможности получения PuO_2 керамического качества из оксалатов Pu(III), проводятся не впервые. В 2011 году данной тематикой занимались сотрудники МГУ им. М.В. Ломоносова, а в 2017 году специалисты АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина». Ввиду различных причин, а также ограниченного количества Pu достоверно показать возможность получения топливных таблеток керамического качества из оксалатов Pu(III) не удалось.

В данной работе проведена укрупнённая лабораторная проверка технологии получения МОКС-топлива с использованием PuO_2 , наработанного путём прокаливании оксалатов Pu(III). Оксалаты плутония получены из азотнокислых растворов Pu(III) с КГ.

На первом этапе работы было исследовано влияние различных параметров оксалатного осаждения Pu(III) на характеристики $Pu_2(C_2O_4)_3 \cdot 10H_2O$ и PuO_2 . Установлено, что для оксалата Pu(III) характерна полидисперсность осадка, частицы имеют нерегулярную форму, преимущественно игольчатую и пластинчатую структуры с включением кубической. При этом полная удельная поверхность (ПУП) большей части порошков PuO_2 , полученных из оксалата Pu(III), находится в диапазоне от 4 до 8 м²/г, что сопоставимо с PuO_2 , получаемым по штатной схеме. Данные значения ПУП свидетельствуют о приемлемой химической активности порошков PuO_2 . Из наработанного продукта были изготовлены таблетки МОКС-топлива по технологии установки «Пакет». Они визуально не отличаются от таблеток МОКС-топлива, полученных с использованием оксалатов Pu(IV). Контроль топливных таблеток осуществляли на соответствие требованиям ТУ по плотности, среднему условному размеру зерна, дефектам поверхности, равномерности распределения плутония.

Выбран оптимальный режим осаждения оксалатов Pu(III), по которому осуществлена наработка серии из 30 таблеток МОКС-топлива с их последующей характеристикой. Выход в годное составил 73 %.

Показана принципиальная возможность получения таблеток МОКС-топлива требуемого качества с использованием PuO_2 , наработанного из оксалатов Pu(III).

ОПТИМИЗАЦИЯ И ИСПЫТАНИЯ ЭКСТРАКЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ НА ОСНОВЕ КРАУН-ЭФИРОВ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ВЫДЕЛЕНИЮ ФРАКЦИИ ЦЕЗИЯ-СТРОНЦИЯ ИЗ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

**Широков А.И., Ворошилов Ю.А., Конников А.В.,
Чадов С.М., Калмыков Д.К., Сотник Н.В.**

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31;
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

В рамках работ по направлению «Сбалансированный ЯТЦ» в части формирования при переработке ОЯТ «короткоживущей» фракции (КФ) радиоактивных отходов разработана и протестирована на реальном высокоактивном растворе экстракционная технология по выделению радионуклидов Cs и Sr экстрагентом на основе краун-эфиров ДЦГ-18-К-6 и ДБ-21-К-7. Опыт испытаний «базового» варианта данной технологии с использованием в качестве разбавителя смеси спирта-теломера n3 и синтанола АЛМ-2 (модификатор) показал, что исследуемая экстракционная система имеет сложные для эксплуатации гидродинамические характеристики, а именно высокое значение вязкости (29 мПа·с, для сравнения вязкость ТБФ в парафинах на порядок меньше) и неоптимальное поверхностное натяжение (24 мН/м), что затрудняет как эффективное замешивание эмульсии, так и негативно влияет на скорость расслаивания фаз, особенно на стадии реэкстракции. Это приводило к перебоям в работе экстракторов и нарушению гидродинамики процесса. Данные проблемы удалось нивелировать за счёт исключения синтанола АЛМ-2 из состава экстрагента, использования новой конструкции экстракторов, обеспечивающих интенсивное замешивание фаз, и поддержания температуры в зонах экстракции, промывок и регенерации на уровне 30 °С, а реэкстракции - около 40 °С. Подобранные условия позволили снизить вязкость системы, увеличить скорость расслаивания фаз и тем самым обеспечить оптимальный гидродинамический режим и стабильную работу экстракторов.

Испытания оптимизированной технологии проводили на реальном рафинате от переработки ОЯТ ВВЭР-1000 на исследовательской экстракционной установке изотопного производства завода РТ-1, с использованием экстракторов типа «смеситель-отстойник». Процесс включал ряд последовательных стадий: извлечение Cs и Sr из ВАО органической смесью 0,1 моль/дм³ ДЦГ-18-К-6 и 0,1 моль/дм³ ДБ-21-К-7 в спирте-теломере n3, слабокислую промывку экстракта для удаления слабоэкстрагируемых примесей, реэкстракцию Sr и Cs водой, регенерацию экстрагента раствором комплексона и слабокислую промывку оборотного экстрагента. В непрерывном режиме наработано 7 дм³ КФ. По ходу работы извлечение Sr и Cs в экстракт составляло в среднем 93 % и 98 % от исх. соответственно. При этом основная масса балластных солей, а также примесных радионуклидов (РЗЭ, актиниды) сбрасывалась в рафинат. Реэкстракция Sr и Cs проходила полноценно на восьми ступенях. Степень концентрирования Sr и Cs составила 1,5 раза. В итоговых реэкстрактах получены достаточно высокие коэффициенты очистки КФ от α -излучающих радионуклидов, более $7,5 \cdot 10^3$. За все время работы ни в органических, ни в водных продуктах не отмечалось присутствия каких-либо осадков или следов разрушения экстрагента. По итогам испытаний технологической схемы выделения фракции Sr и Cs продемонстрирована её принципиальная работоспособность.

РАЗРАБОТКА ЭКСТРАКЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПАРА-ИЗОНОНИЛКАЛИКС[6]АРЕНА ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ РАСТВОРНОЙ ЧАСТИ НАКОПЛЕННЫХ ЩЕЛОЧНЫХ ВАО ФГУП «ПО «МАЯК»**Юмагуен А.З., Кадочигов К.А., Конников А.В.**

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская обл., г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

За время деятельности радиохимического завода ФГУП «ПО «Маяк» накоплено значительное количество гетерогенных щелочных высокосолевых ВАО (90 МКи). Их суммарный объём составляет примерно 14,5 тыс. м³. Жидкая часть представляет собой раствор, содержащий, в основном, нитрат, нитрит, гидроксид, алюминат и хромат натрия. Активность растворной части обусловлена, главным образом, радионуклидом ¹³⁷Cs. В настоящее время основной технологией иммобилизации ВАО является остекловывание. Из-за ограничений по включению ряда компонентов прямое остекловывание щелочных высокосолевых ВАО приведёт к образованию значительного количества итогового компаунда и продолжительному времени переработки. По этой причине рассматривается вариант предварительного выделения основных дозообразующих радионуклидов с последующим направлением их на остекловывание, а балластных солей на цементирование либо в водоёмы-хранилища.

С целью переработки растворной части щелочных ВАО в данной работе рассмотрен экстрагент на основе пара-изонилкаликс[6]арена. Была подобрана эффективная экстракционная смесь (0,03 моль/дм³ пара-изонилкаликс[6]арен в н-парафине с добавлением 3 %об. дибутилового эфира диэтиленгликоля) и определены её экстракционные характеристики на модельных растворах, подтверждённые на реальных ВАО. Экстракционная смесь извлекает из щелочных ВАО ¹³⁷Cs с $D_{Cs} = (5,5 \pm 0,5)$, что позволяет, как показали динамические испытания на модельных растворах, достигнуть $K_{оч}({}^{137}\text{Cs}) = 660$, что вполне достаточно для реализации вышеупомянутой концепции переработки. Из стабильных компонентов, содержащихся в щелочных ВАО, в экстракционную смесь извлекаются Na (1 %) и Al (0,1 %). Можно предположить, что извлечение Na в большей степени обусловлено экстракционной природой, а извлечение Al, вероятно, связано с незначительным эмульсионным захватом. Также обнаружена способность экстракционной смеси к извлечению Sr ($D_{Sr} = 1,8$) и α -излучающих радионуклидов ($D_{\alpha} = 0,64$), однако полученные результаты требуют дополнительных исследований и подтверждения.

На модельных растворах в динамических испытаниях установлено негативное влияние нитрит-ионов, провоцирующих нитрозирование каликсарена. Проработаны способы предотвращения данного эффекта.

Установлена радиационная стойкость экстракционной смеси до поглощенной дозы не менее 220 кГр. В то же время при переработке щелочных высокосолевых ВАО ожидаемая радиационная нагрузка составит 70 кГр/год. С учётом предполагаемых периодических подпиток работающего экстрагента «свежей» экстракционной смесью предлагаемая система имеет существенный запас устойчивости.

На основе полученных результатов разработана технологическая схема переработки щелочных ВАО, включающая фильтрацию растворной части от шлама, экстракцию цезия, его реэкстракцию и направление реэкстракта на остекловывание. Очищенные высокосолевые ВАО по одному из сценариев направляют в специальный промышленный водоём, другому – на цементирование.

РАЗРАБОТКА И ПРОВЕРКА ЭКСТРАКЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ ОСАДОЧНОЙ ЧАСТИ НАКОПЛЕННЫХ ЩЕЛОЧНЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ПУЛЬП РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА

Широков А.И., Ворошилов Ю.А., Логунов М.В., Конников А.В., Калмыков Д.К.

ФГУП «ПО «Маяк»; 456784, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31;
e-mail: cpl@po-mayak.ru

В результате прошлой деятельности на ФГУП «ПО «Маяк» накоплено значительное количество гетерогенных щелочных высокоактивных отходов (НВАО) сложного солевого состава. Большая часть ВАО приходится на растворную часть (декантаты), содержащую в основном нитрат, гидроксид, алюминат и нитрит натрия. При этом активная составляющая обусловлена ^{137}Cs . Основной объём осадка составляют гидроксиды алюминия, железа, хрома и никеля, ферроцианиды цезия-никеля, а также диоксиды кремния и марганца. Основной вклад в активность осадочной части вносят радионуклиды ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{239}Pu и ^{241}Am .

При переработке НВАО один из возможных вариантов предполагает направление осадочной части на остекловывание, однако прямое включение осадка в стекло приведёт к образованию значительного количества остеклованных отходов, из-за ограничения по содержанию в стекле ряда критических компонентов (серы, хрома и др.). Очевидно, что подобный подход к решению задачи НВАО неприемлем. Снизить объёмы остеклованных отходов предполагается за счёт их фракционирования. Полученный после переработки, очищенный от радионуклидов раствор, содержащий основное количество стабильных макрокомпонентов осадка, будет направляться на цементирование либо выдан в водоём-хранилища, а поток долгоживущих альфа-излучающих нуклидов и радионуклидов, определяющих активность отходов (^{137}Cs , ^{90}Sr), – на остекловывание.

Разработана технологическая схема, ориентированная на снижение уровня активности раствора осадочной части отходов по альфа- и бета-излучающим радионуклидам до категории среднеактивных (САО). Схема включает две экстракционные технологии на основе систем с хлорированным дикарболлидом кобальта (ХДК) и фосфиноксидом разнорадикальным (ФОР). В ходе статических экспериментов определены коэффициенты распределения элементов для исследуемых смесей на имитационном растворе. Проведены два динамических испытания экстракционной системы на основе ФОР в разбавителях гексахлорбутадиене и метанитробензотрифториде. Показано, что ТПЭ и уран могут быть извлечены из ВАО более чем на 99,7 % и далее выведены в резкстракт. Коэффициент очистки исходного раствора от ТПЭ превысил 950.

Проведены комплексные статические испытания на реальном осадке НВАО, растворённом в азотной кислоте. Показано, что на первой стадии переработки растворённого осадка экстрагентом на основе ХДК эффективно извлекаются основные бета-излучающие радионуклиды (^{137}Cs и ^{90}Sr), при этом суммарная бета-активность раствора за четыре контакта снизилась не менее чем в $1,5 \cdot 10^3$ раза. На второй стадии переработки осуществлена очистка раствора от альфа-излучающих радионуклидов экстрагентом на основе ФОР. Коэффициенты очистки итоговых рафинатов от урана и других альфа-излучающих радионуклидов составили более $1,2 \cdot 10^3$.

Таким образом, применение предлагаемой двухстадийной технологии может обеспечить очистку раствора осадочной части НВАО от альфа- и бета-излучающих радионуклидов и перевести их в категорию САО.

ЭКСТРАКЦИЯ УРАНА И МОЛИБДЕНА 40 % ТРИБУТИЛФОСФАТОМ В ПАРАФИНОВОМ РАЗБАВИТЕЛЕ C13 ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ И ЕЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ

Лисовская Е.С.^а, Наумов А.А.^{а,б}, Пузиков Е.А.^а, Мамчич М.В.^а, Голецкий Н.Д.^{а,б}

^аАО «Радиевый институт им. В.Г.Хлопина»,
194021, Санкт-Петербург, 2-й Мушинский проспект, д.28,

^б Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет), 190013, Санкт-Петербург, Московский пр., д.24-26/49
e-mail: isichka.liz@khlopin.ru

Для получения урана ядерной частоты проводят его экстракционный аффинаж с помощью 30 – 40 % трибутилфосфата (ТБФ) в углеводородных разбавителях [1]. В качестве сырья используется химический концентрат природного урана, в котором содержание молибдена варьируется в широких пределах в зависимости от месторождения до 0,13 % мас. К U. Для получения урана ядерного качества требуется его очистка от молибдена до $2 \cdot 10^3$ раз, что представляет собой довольно сложную задачу.

Целью данной работы является исследование экстракции молибдена в присутствии урана из азотнокислых уранах и ее математическое описание, которое позволит оптимизировать процесс экстракционной очистки урана.

Для достижения поставленной цели были получены и систематизированы данные по экстракции Мо и U растворами 40 % ТБФ в C13. Полученные зависимости коэффициентов распределения Мо и U от состава водной фазы использовались для уточнения параметров усовершенствованной модели А.М. Розена [2], причем экстракцию молибдена описывали эмпирическим уравнением:

$$D_{Mo} = a(C_{Mo})^b,$$

где коэффициенты а и b зависят от концентрации азотной кислоты X_{H^+} (моль/л) и насыщения экстракта ураном S_U (в процентах) по следующим эмпирическим формулам, представленным в таблице 1.

Таблица 1 –Коэффициенты уравнения экстракции молибдена

$a = a_1 + b_1 S_U$	$a_2 = -0,435$
$b = a_2 + b_2 S_U - 10^{c_2 + d_2 S_U}$	$b_2 = -0,00242$
$a_1 = -8,2 \cdot 10^{-4} \cdot X_{H^+} + 1,05 \cdot 10^{-2}$	$c_2 = -6,078$
$b_1 = 8 \cdot 10^{-5}$	$d_2 = -0,00523$

Разработанная математическая модель позволяет предсказывать поведение молибдена при экстракции в 40 % ТБФ в парафиновом разбавителе в различных экстракционных схемах с относительной погрешностью менее 10%.

Литература

1. Громов, Б.В. Введение в химическую технологию урана. Учебник для вузов. – М.: Атомиздат, 1978, 336 с.
2. Пузиков Е.А., Зильберман Б.Я., Голецкий Н.Д. и др. Использование унифицированной модели с разбавлением ТБФ для описания экстракции азотной кислоты и нитратов шестивалентных актинидов в многокомпонентных нитратных системах // Радиохимия, 2019, т. 61, № 5, с. 397-403.

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО РАСТВОРЕНИЯ В ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Ермолин В.С., Логунов М.В., Конников А.В., Ворошилов Ю.А.,
Лукин С.А., Мелентьев А.Б., Миндеров А.В.

ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31;
e-mail: cpl@po-mayak.ru

В последнее время перед заводом РТ-1 появился ряд новых задач. В частности, для проведения регулярной переработки МОКС-топлива требуется замена используемого в этой технологии активатора процесса – фторид-иона, поскольку этот анион распространяется по всей технологической цепочке, вызывая повышенную коррозию аппаратов.

В качестве альтернативы фторид-ионам исследуется возможность применения сильных окислителей (медиаторов), генерируемых электрохимически. В качестве медиаторов могут использоваться серебро (II) или церий (IV). Их преимущество в химической активности и, одновременно, в непродолжительности существования в растворе – они не окажут негативного влияния на последующие стадии процесса.

Другой проблемой, возникшей перед специалистами завода РТ-1, является увеличение количества взвесей и доли мелкодисперсных частиц в растворах энергетического топлива с повышением его выгорания. Это приводит к снижению фильтроцикла и качества осветления на стадии фильтрования растворов топлива перед экстракцией. Взвеси содержат ядерный материал (плутоний), хоть и в небольших концентрациях, что вызывает необходимость их хранения в специальных хранилищах.

Возможность электрохимического растворения взвесей из раствора топлива была проверена в 2025 г. на реальной осадке, выделенным из раствора энергетического оксидного ОЯТ, с использованием серебра (II) в качестве медиатора. Было показано, что исследованный метод позволяет растворить осадок не менее, чем на 70 %, а плутоний извлечь полностью. В нерастворившейся части преобладали диоксид кремния и хром.

Для генерации медиаторов проверены варианты использования как реакторов периодического действия, так и проточных электролизёров производства «Института электрохимических систем и технологий Витольда Бахира». Применение последних представляется технологически наиболее оптимальным и перспективным вариантом. Поэтому на ФГУП «ПО «Маяк» инициированы исследования параметров работы этих аппаратов в плане адаптации их к действующему производству. Показана их высокая эффективность в генерации серебра (II), превышающая данный показатель для электролизеров периодического действия.

РАЗРАБОТКА СОСТАВА ЦЕЗИЙСОДЕРЖАЩЕГО МАЛОРАСТВОРИМОГО БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА ДЛЯ АКТИВНОЙ ЧАСТИ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОСНОВЕ ЦЕЗИЯ-137

Харлова А.Г., Яковлев Н.Г., Лукин С.А., Логунов М.В.

ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31
e-mail: cpl@po-mayak.ru

В настоящее время значительная часть источников ионизирующего излучения с цезием-137 производится с использованием хорошо растворимого хлорида цезия, что делает их небезопасными при радиационных авариях. В этой связи создание малорастворимых, например, стеклоподобных материалов для активной части весьма актуально.

Задачей, стоящей перед специалистами, являлась разработка состава стекла с максимально возможным содержанием цезия.

Для решения поставленной задачи синтезированы и исследованы составы цезийсодержащего малорастворимого боросиликатного стекла $\text{Cs}_2\text{O}-\text{SiO}_2-\text{B}_2\text{O}_3$ для активной части источников ионизирующего излучения на основе цезия-137, включающие две или три добавки из числа TiO_2 , CaO , Li_2O , ZnO и/или ZrO_2 , общую массовую долю которых варьировали от 2,0 до 4,0 %, причём массовая доля Cs_2O находилась в пределах от 62 % до 64 %, Li_2O – от 0,5 до 2,0 %, ZnO – от 0 до 1,5 %, ZrO_2 – от 0 до 1,0 %.

Содержание оксидов кремния и бора с массовыми долями от 28 до 30 % и от 6 до 7 %, соответственно, позволяет обеспечить формирование устойчивой стеклообразующей сетки. Введение в состав стёкол оксида титана и/или оксида лития с массовыми долями от 0 до 2 % и от 0,5 до 2,0 % соответственно обеспечивает возможность синтеза стёкол при температуре до $(1150 \pm 50)^\circ\text{C}$, превышение этой температуры влечёт за собой повышенный унос цезия из реакционной массы. Введение в состав оксидов цинка, кальция и/или циркония с массовыми долями от 0 до 1,5 %, от 0 до 2,0 % и от 0 до 1,0 % соответственно увеличивает гидролитическую устойчивость стёкол, то есть обеспечивает малую растворимость составов.

При выбранных соотношениях компонентов составов стекла синтезированы матрицы с требуемыми технологическими характеристиками: все исследованные образцы стёкол были рентгеноаморфны (что подтверждено методом рентгенофазового анализа), растворимость стекла в ходе испытаний по ГОСТ Р 52241 «Источники ионизирующего излучения радионуклидные закрытые. Классы прочности и методы испытаний» – 0,02 масс. %. Равновесная скорость выщелачивания в дистиллированную воду при 20°C (стандартная методика МАГАТЭ) составила $4,5 \cdot 10^{-6} \text{ г/см}^2 \cdot \text{сут.}$; удельная γ -активность стекла – от 14,5 Ки/г до 14,8 Ки/г.

Предложенный способ изготовления активной части источников позволяет снизить требования, предъявляемые к исходному сырью по содержанию органических примесей. Использование стеклоподобного материала разработанной рецептуры обеспечивает безопасность эксплуатации источников.

УНИВЕРСАЛЬНАЯ ПЛАТФОРМА ФРАГМЕНТАЦИИ ОТВС РАЗНЫХ ТИПОВ

Луконин Д.А.

*Общество с ограниченной ответственностью «РусАтом Инжиниринг»,
620026, Екатеринбург, ул. Белинского, д. 56, оф. 928,
e-mail: info@rusatoming.ru*

Переработка отработанных тепловыделяющих сборок (ОТВС) требует полного удаления трития из ОЯТ. Текущие решения в промышленности не могут обеспечить гарантированный доступ газа-реагента к топливу для проведения процесса волоксидации из-за замятия фрагментированных элементов ТВЭЛа.

Технологический процесс фрагментации на универсальной платформе проходит в несколько этапов. На первом этапе отделяются пилой концевые элементы ОТВС. На втором этапе специальной вибропилой отделяется ТВЭЛ от силового каркаса пакета и дистанционирующих решеток ОТВС. На третьем этапе отдельные ТВЭЛы рубятся штампом на необходимую длину от 15 мм без замятия сечения трубки.

Оборудование всех этапов дистанционно заменяется при выработке ресурса, в связи с поломкой, для модернизации или переналадки под другой тип ТВС.

Весь комплекс может размещаться в одной или двух горячих камерах.

Предлагаемая концепция универсальной платформы фрагментации ОТВС имеет следующие преимущества, относительно действующих решений:

- снижение образования РАО всех видов в процессе переработки ОТВС;
- уменьшение габаритов и массы оборудования;
- снижение эксплуатационных расходов оборудования;
- улучшение ремонтпригодности оборудования;
- возможность модернизации при появлении новых технологий и конструктивных решений;
- возможность перерабатывать все текущие и перспективные конструкции ТВС;
- получение продукта удобного для дальнейшей переработки (волоксидация);
- необходимая производительность и возможность её увеличения;
- доступная в эксплуатации и обслуживании для обслуживающего персонала;
- возможность дистанционной замены оборудования.

**ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СПЛАВОВ ТЕЛЛУРА С D-ЭЛЕМЕНТАМИ,
ЯВЛЯЮЩИМИСЯ МАКРОКОМПОНЕНТАМИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ
КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ**

Маркелов В.И., Волкович В.А., Иванов В.А., Половов И.Б., Ребрин О.И.

*ФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620002, Екатеринбург, ул. Мира 19,
e-mail: WladisM@mail.ru*

Теллур является одним из типичных продуктов деления урана и трансурановых элементов в жидкосолевом реакторе (ЖСР). Взаимодействие теллура с компонентами металлических конструкционных материалов вызывает межкристаллитное разрушение сплава по границам зерен (теллуговое охрупчивание). Это приводит к ухудшению его механических свойств материала и его деградации [1]

С целью исследования взаимодействия теллура с компонентами кандидатных конструкционных материалов ЖСР (аустенитных сталей, никелевых и молибденовых сплавов) в настоящей работе были получены термодинамические характеристики бинарных систем на основе теллура такими переходными металлами, как никель, железо, хром, молибден. Исследования термодинамических свойств двойных систем выполняли в модельных электролитах на основе тройного эвтектического хлоридного расплава $(\text{Na-K-Cs})\text{Cl}_{\text{эвт}}$. Измерения были выполнены для каждой бинарной металлической системы при температурах 500, 600 и 700 С посредством метода ЭДС и исследованием поляризационных характеристик в сочетании с анализом хронопотенциометрических зависимостей. На основании полученных данных были рассчитаны значения активностей исследуемых d-металлов в сплавах с теллуrom, а также определены изменения свободных энергий Гиббса образования различных соединений в системе Te-Me, где Me – это Cr, Fe, Ni, Mo.

Полученные экспериментальные данные свидетельствуют, что взаимодействие железа, хрома, никеля и молибдена с металлическим теллуrom происходит со значительными отклонениями от идеальности и существенными энергетическими эффектами. На основании полученных экспериментальных данных и с позиции термодинамического эффекта взаимодействия с теллуrom исследованные переходные металлы возможно расположить в следующей последовательности: Cr, Fe, Ni, Mo. Таким образом, максимальным отклонением от идеальности характеризуется система Te-Cr, в то время как в бинарном расплаве Te-Mo взаимодействие относительно слабое.

Кроме того, нами показано, что образование сплавов между теллуrom и поливалентными металлами, являющимися матричными компонентами конструкционных материалов, может происходить и без непосредственного контакта их между собой. В данном случае движущей силой взаимодействия компонентов являются явления переноса за счет протекания реакций диспропорционирования. Результатом подобного взаимодействия является разрушение поверхности конструкционного материала и выделение его компонентов в виде интерметаллических соединений с теллуrom, что также приводит к интенсификации коррозионных процессов.

Литература

1. Блинкин В.Л. Жидкосольевые ядерные реакторы / Блинкин В.Л., Новиков В.М. Атомиздат, 1978. – 112 с.

ПОЛУЧЕНИЕ НИТРИДОВ ЛАНТАНОИДОВ ПРИ НИЗКИХ ТЕМПЕРАТУРАХ

Михальцова И.А.,^{а,б} Гербер Е.А.,^а Неволин Ю.М.,^а Волгин М.И.,^а Кулюхин С.А.^а^а*Институт физической химии и электрохимии имени А.Н. Фрумкина Российской Академии Наук, 119071, Москва, Ленинский проспект, 31 корп. 4*^б*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 °С. 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 образца 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.

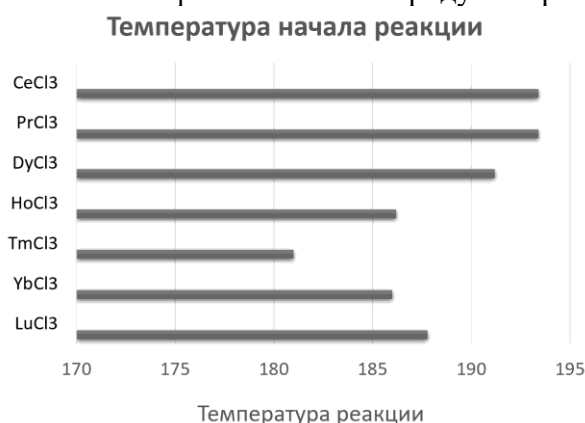


Рисунок 1. Зависимость температуры начала реакции от используемого трихлорида лантаноида

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.

ОКИСЛЕНИЕ ОКСИДОВ УРАНА И ПЛУТОНИЯ В ПАРАХ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ

Неволин Ю.М.¹, Волгин М.И.¹, Двоеглазов К.Н.², Кулюхин С.А.¹

¹ Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук, 119071, Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4,

² АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. ак. А.А Бочвара», Москва, ул.Рогова, 5а.
e-mail: somonka1@gmail.com

Одной из перспективных головных операций, планируемых к реализации на проектируемых радиохимических заводах, является волоксидация. Суть данного процесса заключается в окислении ОЯТ газообразными окислителями (преимущественно кислородом воздуха), в результате чего происходит диспергирование топливных таблеток и удаление трития в газовую фазу. Показано, что использование волоксидации наиболее эффективно при переработке ОЯТ на основе UO_2 и $(\text{U,Pu})\text{N}$. В то же время, переработка отработавшего МОКС топлива на основе $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ может быть неэффективной ввиду слабой окисляемости смешанного оксида. В настоящей работе для более эффективного окисления МОКС топлива предложено использовать альтернативную газообразную среду на основе паров HNO_3 , преимущества которой ранее были продемонстрированы в процессе конверсии оксидов актинидов в нитраты.

Окисление образцов проводили в атмосфере паров HNO_3 в трубчатой печи с контролем температуры образца. Поток паров кислоты создавали, барботируя 10 М HNO_3 аргоном либо воздухом при 90 °С.

Окисление гранул чистого UO_2 при температуре 400-500 °С в течение 1 часа приводит к рассыпанию образца с образованием U_3O_8 . Дальнейшая обработка U_3O_8 в парах HNO_3 при 500 °С в течение 2 часов приводит к полному окислению с преимущественным образованием кирпично-красного $\epsilon\text{-UO}_3$.

Окисление таблеток смешанного $(\text{U}_{0.8}\text{Pu}_{0.2})\text{O}_2$ проводили в аналогичных условиях. Было показано, что окисление в парах HNO_3 при 400 °С приводит к фрагментированию таблетки, в то время как подъем температуры до 450-500 °С сопровождается рассыпанием таблетки в тонкий порошок. Продукт реакции при этом представляет собой смесь фаз $(\text{U,Pu})_4\text{O}_9$ и $(\text{U,Pu})_3\text{O}_8$ с преобладанием последней. Эффективность окисления не зависит от использования в качестве газа-носителя воздуха или аргона.

Также проводили окисление таблеток модельного ОЯТ на основе $(\text{U}_{0.8}\text{Pu}_{0.2})\text{O}_2$ с суммарным содержанием продуктов деления 20 масс.%. Было показано, что окисление при 450-500 °С сопровождается фрагментацией таблетки, при этом её диспергирования не происходит. При понижении температуры реакции до 400 °С, а также при её повышении до 600 °С окисление таблетки прекращается. По данным РФА основным продуктом реакции является фаза $(\text{U,Pu})_4\text{O}_9$ с небольшим содержанием $(\text{U,Pu})_3\text{O}_8$. Также наблюдаются отражения неидентифицированной фазы.

Таким образом, окисление в парах HNO_3 в интервале 400-500 °С с инертной, либо воздушной продувкой может быть эффективно для диспергирования свежего МОКС-топлива, например, при переработке некондиционных таблеток. Для эффективного окисления отработавшего МОКС топлива требуется поиск оптимальных условий, включающий в том числе исследование эффективности при различном выгорании ОЯТ.

Работа выполнена при финансовой поддержке АО «ТВЭЛ» в рамках проекта ЕОТП-406.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ОБЛУЧЕННОГО БЕРИЛЛИЯ ДЛЯ ПРИГОТОВЛЕНИЯ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ РЕАКТОРА ИЖСР

Нечаев П.И.^а, Колесник С.С.^б

^аЧастное учреждение «Наука и инновации»
119017, город Москва, ул. Большая Ордынка, д. 24, этаж 8, каб. 8209

^бАО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина»,
194021, г. Санкт-Петербург, 2-й Муринский пр., д. 28
e-mail: pignechaev@rosatom.ru

Топливной солью в иЖСР (исследовательский жидкосольевой реактор) является эвтектический расплав FLiBe с включением фторидов ядерных материалов (ЯМ) и минорных актинидов (МА). Использование FLiBe обеспечивает оптимальные физико-химические параметры для реактора, такие как устойчивость к радиолизу, высокая теплопроводность и низкая вязкость. Возможны различные способы получения FLiBe, как путем фторирования металлического бериллия, так и разложением тетрафторбериллата аммония. Однако высокая стоимость бериллия на мировом рынке приводит к высокой стоимости стартовой загрузки соли в иЖСР. Альтернативным вариантом является извлечение бериллия из облученных блоков, ранее использовавшихся в реакторах. Такой подход позволит не только снизить расходы на закупку бериллия, но и решить проблему утилизации облученного металла. Очевидна, и экономическая целесообразность такого подхода - переработка накопленных бериллиевых блоков значительно сокращает затраты на их захоронение.

В работе была проведена оценка качества и количество имеющегося на предприятиях Госкорпорации «Росатом» облученного бериллия (в виде облученных бериллиевых блоков), оценена необходимость предварительной очистки облученного материала перед вовлечением в топливную соль иЖСР, а так же предложены технологические операции, учитывающие не только основные, позволяющие получить FLiBe, процессы, но и обращение с получающимися вторичными отходами.

Показана принципиальная возможность снижения объемов чистого бериллия для стартовой загрузки топливной соли иЖСР, проведена оценка экономического эффекта, а также разработана принципиальная технологическая блок-схема процесса.

Литература

1. Xiao J. et al. High-purity fluorine lithium beryllium fused salt and preparation method thereof: pat. CN103606385A USA. Shanghai Institute of Organic Chemistry, 2014.
2. Posevin A.O. et al. Decontamination of irradiated beryllium from radioactive impurities by precipitation of hydroxides in the presence of a complexone // Radiochemistry. Springer, 2015. Vol. 57, № 1. P. 92–97.
3. Лизин А.А.. Изготовление расплава фторидов лития и бериллия для жидкосольевого реактора-сжигателя младших актинидов // Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР»(отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2020 г.). 2021. Р. 162–164.

Работа выполнена в рамках отраслевого тематического плана Госкорпорации «Росатом» - АПМ-001.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ АМ В СЛАБОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ В ПРИСУТСТВИИ ПЕРКСЕНАТА НАТРИЯ

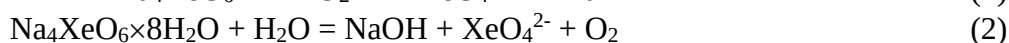
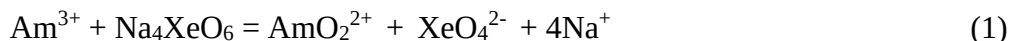
Осин П.А., Трофимов Т.И., Куляко Ю.М., Винокуров С.Е.

*Институт геохимии и аналитической химии им. В. И. Вернадского РАН,
119991, Москва, ул. Косыгина, д. 19
e-mail: Posingeohi@rambler.ru*

Поиск новых решений в задаче разделения Ам от См, а также аналогичных по своему поведению в растворе – лантанидов, является актуальной задачей прикладной радиохимии. Близость ионных радиусов, устойчивая степень окисления +3 в растворе, изоструктурность внешних электронных оболочек Ам, См и группы лантанидов накладывает серьезные трудности по разделению этих элементов.

В радиохимической технологии целесообразно выделять Ам в самостоятельную фракцию для его последующего сжигания (трансмутации). Долгоживущие изотопы ^{241,243}Ам являются основными источниками радиотоксического воздействия в случае их неконтролируемого выхода из хранилища радиоактивных отходов в окружающую среду. Использование окислителя - перксената натрия (ПКН) – для окисления америция до его высших состояний окисления представляет интерес для решения задачи разделения Ам, См и лантанидов. В работе оценена возможность разделения Ам от См и лантанидов в слабокислом растворе азотной кислоты с использованием ПКН.

Установлено, что Ам, окисленный ПКН (уравнение 1), в растворе сохраняется в форме Ам(VI), в виде вероятного комплекса с продуктами гидролиза перксената (уравнение 2) Na₄[AmO₂(XeO₄)₃], аналогичного ранее полученному карбонатному комплексу (NH₄)₄[AmO₂(CO₃)₃]. При этом См в смеси с Рг количественно выпадает в осадок гидроксидов. Причина такого поведения заключается в процессе гидролиза перксената натрия, при этом рН раствора повышается до ~ 9.



Поведение АмO₂²⁺ хорошо согласуется с ранее полученным результатами по поведению Ам в аммиачно-карбонатном растворе [1].

Дальнейшее исследование направлено на изучение ксенатного комплекса америция, информация по которому в литературе носит фрагментарный характер.

Литература

1. Osin P.A., Trofimov T.I., Kulyako Yu.M., Vinokurov S.E., Myasoedov B.F. Separation of Am(V, VI) from Cm(III) and Pr(III) in ammonia and ammonium-carbonate media // Radiochemistry, 2025, vol. 67, no. 1, pp. 51-56.

Работа выполнена в рамках государственного задания Института геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского Российской академии наук (ГЕОХИ РАН).

СОЗДАНИЕ РАСЧЕТНЫХ МОДУЛЕЙ ДЛЯ ПК ВИЗАРТ НА ПРИМЕРЕ ОПЕРАЦИЙ УПАРИВАНИЯ И ОСТЕКЛОВАНИЯ РАО РАЗЛИЧНОГО СОСТАВА

Павлова Е.А., Нечаев П.И., Родин А.В.

*Частное учреждение «Наука и инновации»
119017, город Москва, ул. Большая Ордынка, д. 24, этаж 8, каб. 8209
e-mail: eliapavlova@rosatom.ru*

При создании новых объектов по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) возникают задачи по оценке эффективности предлагаемых технических решений в части достижения показателей очистки целевых продуктов, объемов образования радиоактивных отходов (РАО), максимизации вторичного использования технологических сред. Для таких целей в рамках проектного направления «Прорыв» разрабатываются математические модели ключевых технологических процессов переработки ОЯТ и развивается программный комплекс «Виртуальный ЗАвод РАдиохимических Технологий» (ПК ВИЗАРТ), предназначенный для расчета характеристик технологических линий и рециклируемых материальных потоков. В настоящее время в состав ПК ВИЗАРТ входит библиотека программно-информационных моделей технологических операций, оптимизационная подсистема, позволяющая определять характеристики технологических модулей в соответствии с заданными критериями на основе целевых функций, и набор универсальных алгоритмов, предназначенных для построения расчетных схем и расчета их характеристик.

Одной из выжних технологических операций радиохимических производств является концентрирование жидких радиоактивных отходов (РАО), с последующим их отверждением. В зависимости от состава поступающих растворов варьируются условия концентрирования и последующего отверждения. Так, например, для увеличения кратности упаривания необходимо предусматривать снижение концентраций азотной кислоты в кубовом остатке за счет ее разрушения. Дополнительной задачей является получение конденсатов пригодных для повторного использования.

Для корректного расчета материального баланса операций упаривания и отверждения были разработаны расчетные модули, учитывающие конструктивные особенности используемых аппаратов и требования к конечным продуктам: возможность осадкообразования, кислотность пара, подачу флегмы, вторичное использование конденсата и требования к отвержденным РАО (тепловыделение, дозовая нагрузка, включение в стекло, состав компаунда). Показано, что применение расчетных алгоритмов позволяет оптимизировать разрабатываемые процессы обращения с РАО, повышая эффективность создаваемых объектов переработки ОЯТ.

ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ ВОССТАНОВЛЕНИЕ U(VI) В ПРИСУТСТВИИ КАРБОГИДРАЗИДА

Двоеглазов К.Н., Павлюкевич Е.Ю., Лобачев Е.А., Теплов И.А.

АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических
материалов им. ак. А.А Бочвара», Москва, ул. Рогова, 5а,
e-mail: ekypavlyukevich@bochvar.ru

Разделение урана, плутония, нептуния и очистка их от продуктов деления важнейшее звено в процессе переработки облученного ядерного топлива. Разделение основано на различии экстракционной способности этих элементов в разных валентных состояниях.

Для восстановления Pu(IV) и Np(VI) в настоящее время используют U(IV) в смеси с гидразином, который быстро реагирует с азотистой кислотой и предотвращает от окисления U(IV), Pu(III). Получение U(IV) проводят восстановлением U(VI) в присутствии гидразина либо электрохимическим восстановлением, либо катализом в присутствии платины.

В связи с образованием азотистоводородной кислоты, а также каталитическим разрушением гидразина в присутствии ионов Tc, имеется потребность использовать другое вещество, быстро реагирующее с азотистой кислотой. В качестве возможной альтернативы гидразину рассматриваются нитрат гидроксиламина и карбамид. Однако эти вещества недостаточно быстро реагируют с азотистой кислотой, что приводит к частичному окислению U(IV), Pu(III) при повышении концентрации азотной кислоты в реэкстракте. Альтернативным решением является использование карбогидразида (КГ), который является производным соединением гидразина.

Изучение скорости и полноты восстановления U(VI) под действием постоянного тока проводили в электрохимической ячейке без разделения пространств. Измерение концентрации U(IV) проводили спектрофотометрическим способом.

Обнаружено значительное влияние концентрации КГ на коэффициент экстинкции при длине волны 648 нм. При увеличении концентрации КГ до 0,6 моль/л в растворе 1 моль/л азотной кислоты коэффициент экстинкции уменьшается с 45 до 18 л/(моль·см). При дальнейшем увеличении концентрации до 1 моль/л, коэффициент экстинкции увеличивается до 23 л/(моль·см). Такое влияние можно объяснить связыванием ионов водорода в нитрат КГ, что приводит к увеличению pH раствора и как следствие образованием гидролизированных форм U(IV) по первой и второй ступеням.

Обнаружено, что в начале концентрация U(IV) линейно увеличивается вплоть до получения 92-95% от теоретически возможного. Далее скорость восстановления сильно уменьшается. Скорость образования U(IV) не зависит от концентрации азотной кислоты.

При проведении электролиза для образования одного моля U(IV) расходуется до 3 молей азотной кислоты при [КГ]<0,2 моль/л и до 2 молей при [КГ]>0,3 моль/л.

Выход по току образования U(IV) не превышает 20%. Это связано, в том числе с разложением КГ, которое происходит как на аноде, так и под действием образующейся на катоде азотистой кислоты. Скорость убыли концентрации КГ является линейной функцией от времени и плотности катодного тока.

ВЫБОР ВОССТАНОВИТЕЛЯ ДЛЯ АКТИНИДОВ: ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ПРЕДПОСЫЛКИ

Погляд С.С., Кривошеина А.М., Горелов А.В., Осипенко А.Г.

*Акционерное общество «Государственный Научный Центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»,
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9,
e-mail: s.poglyad@niiar.ru*

Актиниды в металлическом состоянии все чаще используются в ядерных технологиях. Широко известна переработка ОЯТ методом электрорафинирования, использование сплавов и интерметаллидов актинидов в качестве ядерного топлива, мишеней для выжигания или накопления, рабочих тел РИТ и РИТЭГ. При этом, большинство актинидов находятся в форме оксидов: как в ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах, так и в продуктах переработки, отходах и оборотах. Созданию компактной, производительной и надежной технологии металлизации посвящены усилия ученых разных стран уже более 30 лет [1-3]. Однако, до настоящего времени, такой технологии не создано, что заставляет усомниться в выборе ключевого элемента – металла восстановителя. Хотя литий является наиболее популярным, исследования иных металлов давали многообещающие результаты [4].

Было проведено термодинамическое исследование потенциальных восстановителей урана – щелочных и щелочноземельных металлов. Показано, что из щелочных металлов лишь реакция с литием протекает самопроизвольно, при этом положение равновесия не позволяет восстановить более 83% урана даже при двукратном избытке лития. Для плутония и америция выход еще ниже.

Щелочноземельные металлы более активны, однако имеют особенности: например при восстановлении бериллием получить металлический уран практически невозможно – образуется интерметаллид с UBe_{13} , а в случае с барием – образование устойчивого $BaO \cdot UO_2$ – резко снижает выход. Восстановление стронцием протекает в широком диапазоне температур, однако выход также весьма далек от 100%.

Лучшие результаты показывают кальций и магний: даже в стехиометрическом соотношении выход урана выше, чем для лития. Небольшое превышение над стехиометрическим количеством, приводит к полному восстановлению. Однако, кальций и магний не образуют сплавы с металлическим ураном – покрывшаяся металлическим ураном гранула оксида не вступает в реакцию и выход снижается. Рекомендуется вести процесс с применением биметаллической системы – введение второго металла поможет растворить в нем уран и довести восстановление до конца. Предварительно, в качестве металлов-растворителей рассматриваются кадмий и цинк. Данные металлы имеют могут быть легко удалены отгонкой.

Литература

1. Sakamura Y. et al. (1998) "Electrochemical Reduction of UO_2 in $LiCl-Li_2O$ Melt" Journal of The Electrochemical Society, 145(9), 2994-3000.
2. Jeong S.M. et al. (2010) "Reduction of Uranium Oxide in $LiCl-Li_2O$ Melt by Lithium" J. Radioanal. Nucl. Chem., 286(2): 613–618.
3. Castrillejo Y. et al. (2005) "Electrochemical Behavior of Uranium in $NaCl-KCl$ Melt" Electrochim. Acta, 50(10): 2047–2057.
4. Okabe T.H. et al. (1998) "Metallurgical Reduction of Uranium Dioxide" J. Alloys Compd., 271–273: 355–360.

**ЭЛЕКТРОЛИТИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ ДИОКСИДА УРАНА ИЗ РАСПЛАВОВ
НА ОСНОВЕ МОЛИБДАТА ЦЕЗИЯ**

**Волкович В.А.,^а Смоленский В.В.,^{а,б} Осипенко А.Г.,^{а,в} Чукин А.В.,^а Половов И.Б.,^а
Новосёлова А.В.,^{а,б} Погляд, С.С.,^{а,б} Гаврилов Г.К.^а**

*^аУральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620062, Екатеринбург, ул. Мира, 19,*

*^бИнститут высокотемпературной электрохимии УрО РАН,
620066, Екатеринбург, ул. Академическая, 29*

*^вОАО «ГНЦ НИИАР», 433510, Ульяновская обл., Димитровград, проспект Вернадского, 86
e-mail: v.a.volkovich@urfu.ru*

Расплавы на основе молибдатов щелочных металлов представляют интерес в качестве рабочих сред для электролитического выделения диоксида урана. При этом процесс можно вести в воздушной атмосфере. Помимо UO_2 на катоде могут также выделяться другие оксиды урана, диоксид молибдена, а также молибдаты урана(IV). Увеличение радиуса катиона соли-растворителя способствует увеличению содержания диоксида урана в катодном продукте. Целью настоящей работы являлось исследование влияния состава электролита на состав и морфологию катодных продуктов, а также кислородный коэффициент образующихся оксидов урана.

Эксперименты выполняли в расплавах на основе смесей молибдата цезия и триоксида молибдена $x\text{Cs}_2\text{MoO}_4-(1-x)\text{MoO}_3$ ($x = 0.2, 0.4, 0.5, 0.6$ и 0.7) при 800°C . Уран в расплав вводили в виде молибдата уранила. Концентрация урана составляла 7, 12, 16, 21 и 25 мас. %.

С использованием циклической вольтамперометрии и катодной поляризации были определены потенциалы выделения диоксида урана и диоксида молибдена, а также предельные плотности тока при осаждении UO_2 . С целью проверки полученных значений для каждого расплава был проведён гальваностатический электролиз. Катодные осадки подвергали рентгенофазовому и элементному химическому анализу. Кислородный коэффициент оксидов урана (UO_{2+x} и U_4O_{9-y}) определяли по параметру кристаллической решётки, а также с помощью термогравиметрического анализа в воздушной атмосфере.

Было установлено, что из расплавов с высоким содержанием триоксида молибдена ($0.2\text{Cs}_2\text{MoO}_4-0.8\text{MoO}_3$) на катоде преимущественно выделяется оксид U_4O_9 и молибдаты (UMo_2O_8 и UMoO_5). Увеличение концентрации урана в расплаве с 7 до 25 мас. % приводит к увеличению содержания фазы U_4O_9 ; образование молибдатов урана(IV) прекращается при концентрации урана в электролите выше 16 мас. %. Фаза диоксида урана UO_2 появляется в катодных продуктах, выделенных из расплавов на основе $x\text{Cs}_2\text{MoO}_4-(1-x)\text{MoO}_3$ с x не более 0.6, содержащих менее 20 мас. % урана. С повышением концентрации урана происходит снижение доли UO_2 и увеличение содержания U_4O_9 в катодном продукте.

Увеличение концентрации урана в электролите приводило к возрастанию кислородного коэффициента оксидов урана. Так, в расплавах $x\text{Cs}_2\text{MoO}_4-(1-x)\text{MoO}_3$ с $x = 0.3-0.6$ кислородный коэффициент оксидов урана, полученных электролизом расплавов с концентрацией урана 7 мас. % составлял 1.995–2.016, а из расплавов с концентрацией урана 25 мас. % – 2.236–2.253. Таким образом, для получения диоксида урана, имеющего состав близкий к стехиометрическому, интерес представляют электролиты на основе смесей Cs_2MoO_4 и MoO_3 с невысоким содержанием триоксида молибдена и низкой концентрацией молибдата уранила.

СОРБЦИОННЫЕ БАРЬЕРЫ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТОВ ХРАНЕНИЯ И ЗАХОРОНЕНИЯ РАО ДЛЯ СНИЖЕНИЯ ВЫНОСА АМ-241 В ПОДЗЕМНЫЕ ВОДЫ

Рогожников В.А., Воронина А.В.

*Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина», Екатеринбург, Россия
e-mail: velatiy@mail.ru*

Предотвращение миграции долгоживущих радионуклидов, особенно урана и трансурановых элементов (ТрЭ), таких как америций-241, из пунктов хранения/захоронения РАО в геологическую среду и подземные воды является критическим аспектом долгосрочной безопасности. В связи с этим, цель работы заключалась в исследовании эффективности модифицированного сорбента на основе бентонита в качестве компонента инженерного барьера безопасности для удержания Ам-241 – репрезентативного ТрЭ.

Была исследована сорбция Ам-241 на модифицированном бентонитовом сорбенте в сравнении с исходным бентонитом в широком диапазоне значений pH. Разработана и оптимизирована методика модифицирования бентонита, позволившая получить материал со стабильными и воспроизводимыми свойствами. Зависимость сорбции Ам-241 от значения pH природных вод показана на рис. 1.

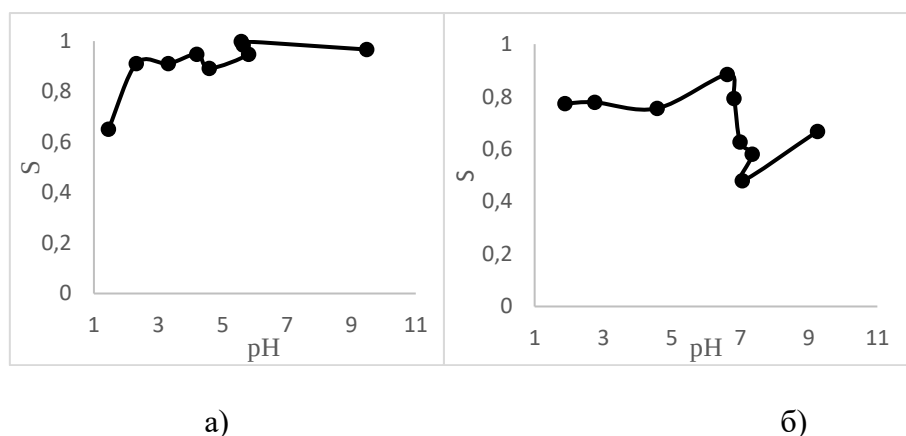


Рисунок 1. - Зависимости степени сорбции Ам-241 от pH: модифицированный сорбент (а), бентонит (б)

Исследование зависимости сорбции Ам-241 от pH раствора выявило существенное преимущество модифицированного бентонита: высокая степень сорбции (>90%) достигается в широком диапазоне pH =3-10, тогда как на исходном бентоните сорбция значительно снижается при pH>7. Снижение сорбции на бентоните в щелочной области pH связано с ростом доли отрицательно заряженных карбонатных комплексов америция $\text{Am}(\text{CO}_3)_2^-$. Более высокая сорбционная способность модифицированного сорбента объясняется изменением его поверхностных свойств при модифицировании: привитием специфичных к америцию центров, изменение заряда поверхности сорбента и связанных с ним поведением карбонатных комплексов Ам-241. Высокая эффективность модифицированного сорбента в релевантном для барьеров диапазоне pH подтверждает целесообразность его применения. Полученные данные позволяют рассматривать модифицированный сорбент как перспективный материал для использования в составе сорбционного барьера для надежного удержания Ам-241, а также других трансурановых элементов и урана, что существенно снизит их вынос в подземные воды и повысит безопасность объектов хранения и захоронения РАО.

**РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ НОВОГО ПОВЕРХНОСТНО-АКТИВНОГО
ВЕЩЕСТВА СИНТЕПОЛ-157М В ТЕХНОЛОГИИ ЗАВОДА РТ-1**

**Самарина Н.С., Мелентьев А.Б., Ворошилов Ю.А., Конников А.В., Лукин С.А.,
Миндеров А.В., Синицын И.Р.**

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Азотнокислые растворы после растворения ОЯТ относятся к высокодисперсным мало концентрированным суспензиям, которые стабилизированны коллоидными примесями. До поступления на основные экстракционные операции раствор ОЯТ необходимо очистить от взвесей и коллоидов. Процесс осветления раствора, полученного при вскрытии облучённого топлива перед экстракцией, в настоящее время включает в себя обработку при определённой температуре водными растворами ПАВ (флокулянтов), последующую выдержку для агрегации мелкодисперсной взвеси, фильтрацию через промышленный насыпной или патронный фильтр. Действие флокулянтов заключается в изменении поверхностных свойств дисперсной фазы суспензии и структуры слоя осадка на фильтре за счёт флокуляции коллоидно-дисперсной взвеси.

В связи с прекращением производства дипроксамина-157, который использовался в качестве флокулянта и деэмульгатора в технологии завода РТ-1 с 1986 по 2020 годы, в лабораторных условиях был исследован ряд ПАВ. В результате к применению на производстве был рекомендован КЭП-2а. Основная проблема, которая была выявлена при использовании КЭП-2а в промышленных условиях – сильное пенообразование при перемешивании растворов, содержащих данное ПАВ. Это привело к необходимости поиска других ПАВ, которые были бы пригодны для использования в условиях завода РТ-1. В качестве альтернативы был предложен Синтепол-157М производства ООО «Синтез ОКА-Полиуретан» (г. Дзержинск), представляющий собой модифицированный блоксополимер оксида пропилена и оксида этилена с 1,2-этандиамином, который после лабораторных испытаний был рекомендован к опытно-промышленной проверке.

В результате показано, что при осветлении растворов ОЯТ ВВЭР-440, ВВЭР-1000, БН-600 оптимальная концентрация Синтепола-157М в обрабатываемых растворах составляет от 1,5 до 2,0 г/дм³. При осветлении растворов топлива ТСУ и исследовательских реакторов – от 0,3 до 0,5 г/дм³. Использование Синтепола-157М не привело к существенным изменениям характеристик процесса осветления, средние значения скоростей фильтрации и объём полученного фильтрата остались такими же, как при использовании дипроксамина-157. Полученные фильтраты имели удовлетворительное качество, не содержали взвесей.

При экстракционной переработке фильтратов, полученных из обработанных Синтеполом-157М перед осветлением суспензий, не отмечено явного ухудшения гидродинамических и экстракционных показателей процесса.

По результатам опытно-промышленных испытаний новое поверхностно-активное вещество Синтепол-157М признано пригодным к применению и в настоящее время используется в качестве флокулянта в технологии завода РТ-1.

ВОВЛЕЧЕНИЕ СКРАПА В ПРОЦЕСС ИЗГОТОВЛЕНИЯ МОКС-ТОПЛИВА

Сатдаров Р.Р., Никитин С.С., Кравченко Г.А., Хорохорин Д.М.

*ФГУП «Горно-химический комбинат»
662972, г. Железногорск, Красноярский край, ул. Ленина 53,
e-mail: ReRSatdarov@sibghk.ru*

Изготовление новых видов ядерного топлива сопровождается решением различных научно-технических задач, направленных на совершенствование технологического процесса, повышение экономических показателей и качества выпускаемой продукции. В результате выхода на проектную мощность оксидного уран-плутониевого производства МОКС-топлива, отработки режимов изготовления топливных таблеток, с 2017 по 2019 год образовывались несоответствующие техническим условиям топливные таблетки различного изотопного состава (скрап).

Ежегодные затраты на переработку скрапа через растворение и выделение целевого продукта составляют порядка 500 млн. рублей. Недостатком данного метода, помимо высокой стоимости реагентов, является образование жидких радиоактивных отходов.

Известен способ переработки некондиционных таблеток для традиционного топлива из UO_2 методом окисления. Преимуществами данного «сухого» метода переработки топливных таблеток является улучшение физико-химических процессов связанных с ростом зерна таблетки при спекании. Поэтому для повышения экономических показателей производства МОКС-топлива выбран метод переработки скрапа путем окисления.

Работа проводилась в 3 этапа:

1. Проведена работа по отработке режимов окисления некондиционных таблеток в печи. В результате получена закись-окись разного изотопного состава.
2. Проведена квалификация спецпроцесса усреднения окисленного скрапа. В результате получена усредненная закись-окись — готовый компонент для добавления в топливную композицию.
3. Проведена квалификация специального процесса смешивания исходных компонентов оксидов урана, плутония и скрапа. В результате получены таблетки с добавлением до 10% скрапа, соответствующие техническим условиям.

В 2024 году впервые изготовлены тепловыделяющие сборки (ТВС) с МОКС-топливом для реактора БН-800, содержащие 5% скрапа – таблетки МОКС-топлива различного изотопного состава несоответствующие техническим условиям.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ВОССТАНОВИТЕЛЬНОЙ ЭКСТРАКЦИИ В ЖИДКИЙ ВИСМУТ

Смирнов А.А., Ананьев А.В., Орлов А.А.

*АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара», 123060 Москва, ул. Рогова, 5А,
e-mail: aleksanaleksansmirn2@bochvar.ru*

Важной задачей ядерной энергетики является переход к замкнутому ядерному топливному циклу. Для решения поставленной задачи необходимо иметь технологию переработки минорных актинидов – изотопов нептуния, америция и кюрия - накопление которых является ключевой проблемой переработки отработанного ядерного топлива.

Перспективным вариантом такой технологии является жидкосолевой реактор, в котором в расплаве солей фторидов лития и бериллия происходит трансмутация (дожигание) минорных актинидов.

Реализация концепции переработки актинидов в жидкосолевом реакторе невозможна без технологии переработки отработанной топливной соли ЖСР.

Одним из вариантов такой переработки является технология высокотемпературной восстановительной экстракции в жидкий висмут с использованием металлического лития в качестве восстановителя. Данная концепция позволяет последовательно экстрагировать продукты коррозии конструкционных материалов реактора, основной массы актинидов и лантанидов. Затем актиниды реэкстрагируются из жидкого висмута в очищенную соль путем гидрофторирования расплава висмута в контакте с соевым расплавом.

В докладе приведены результаты исследования восстановительной экстракции в жидкий висмут с использованием тетрафторида урана в качестве имитатора ТУЭ.

Показано влияние температуры процесса, концентрации восстановителя (металлический литий) и режима перемешивания на коэффициент распределения урана в системе LiF-BeF_2 - жидкий висмут.

Отмечено, что полученные данные по коэффициентам распределения компонентов системы отличаются от приведенных в зарубежных литературных данных. Приводится анализ причин такого различия.

Предложены пути усовершенствования техники эксперимента с использованием инертных боксов для уточнения полученных данных по коэффициентам распределения.

Приведены результаты предварительных экспериментов по реэкстракции металлического урана из висмута в топливную соль LiF-BeF_2 методом гидрофторирования.

Предложены варианты альтернативных методов переработки отработанной ТС ЖСР с использованием принципов газофторидной технологии.

ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ ПОВЕДЕНИЕ ИОНОВ УРАНА В РАСПЛАВЛЕННОЙ СМЕСИ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ

Смирнова В.В., Холмурадова Н.С., Иванов А.Б., Волкович В.А.

*Уральский Федеральный университет, Физико-технологический институт, кафедра редких металлов и наноматериалов, 620002, Екатеринбург, ул. Мира, 21
e-mail: zakharova.viktoria@urfu.ru*

Жидкосолевые реакторы (ЖСР) – одно из наиболее перспективных направлений развития ядерной энергетики нового поколения. Одним из ключевых преимуществ таких систем является способность к эффективному дожиганию минорных актинидов – элементов, существенно осложняющих управление ядерными отходами в открытом топливном цикле. Благодаря высокой температуре и жидкой фазе топлива в ЖСР возможна непрерывная переработка и выведение продуктов деления, что делает их особенно привлекательными с точки зрения замыкания ядерного топливного цикла.

Одной из перспективных фторидных сред для ЖСР является смесь фторидов лития и бериллия – FLiBe. Полноценное использование урана и минорных актинидов в таких реакторах требует понимания их электрохимического поведения в данной среде. В работе исследовано электрохимическое поведение урана в расплавах на основе смеси $0,73\text{LiF}-0,27\text{BeF}_2$. Эксперименты проводили при $650-670\text{ }^\circ\text{C}$ в атмосфере аргона. В качестве методов исследования были использованы циклическая и квадратно-волновая вольтамперометрия и хронопотенциометрия. Рабочим электродом и квазиэлектродом сравнения служили вольфрамовые стержни, а в качестве противоиэлектрода использовали стержень из стеклоуглерода. Концентрацию фторида урана в электролите варьировали в диапазоне 1–3 мас. %. Пример циклической вольтамперограммы, зарегистрированной в расплаве при $653\text{ }^\circ\text{C}$, представлен на рисунке 1. Помимо пиков выделения и растворения бериллия присутствуют пики выделения и окисления урана; выделение урана происходит при потенциалах примерно на 0,3 В положительнее бериллия.

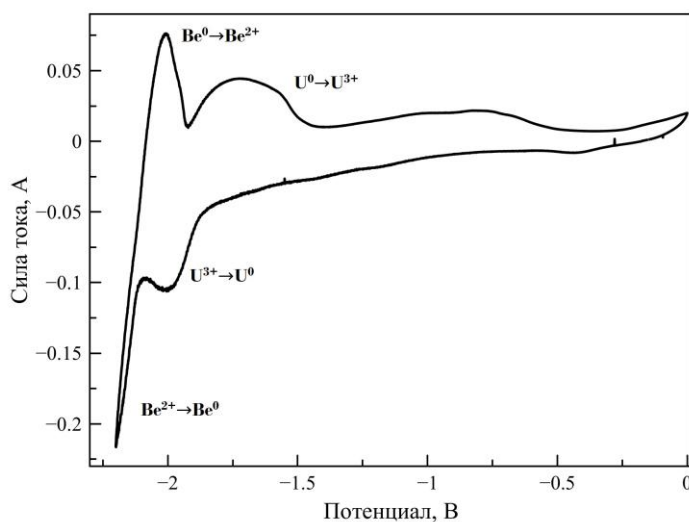


Рисунок 1. Циклическая вольтамперограмма, зарегистрированная в расплаве $\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{UF}_4$ при $653\text{ }^\circ\text{C}$

**КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ АППАРАТОВ
ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОЙ ЭКСТРАКЦИИ АКТИНИДОВ И ПРОДУКТОВ
ДЕЛЕНИЯ В ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ЖСР.**

**Алимгулов Р.Р.^а, Абрамов А.В.^а, Трубченинова А.И.^а,
Шувалов Е.А.^б, Ефремов И.Г.^б, Половов И.Б.^а**

*^аФГАОУ ВО «УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина»,
620062, г. Екатеринбург, ул. Мира 19, Россия*

*^бФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Россия, Красноярский край, город Железногорск, улица Ленина, дом 53.
e-mail: aimgulovruslan@gmail.com*

Благодаря уникальным физико-химическим свойствам жидкометаллические системы являются подходящими средами для реализации важнейших проектов атомной промышленности. В частности, литий-висмутовые сплавы рассматриваются в качестве жидкометаллической экстракции металлических d- и f-элементов в модуле переработки отработавшего ядерного топлива жидкосолевого реактора (ОЯТ ЖСР). Однако высокая коррозионная активность висмут-литиевого сплава сдерживает практическую реализацию подобных процессов в технологической схеме переработки ОЯТ ЖСР.

Для выбора конструкционного материала модуля переработки были проведены коррозионные испытания образцов различных классов конструкционных материалов, включая тугоплавкие металлы тантал и молибден, сплавы на основе никеля и молибдена, а также нержавеющие стали. На первом этапе выбранные кандидатные материалы исследовали в среде жидкометаллического сплава Bi – 5 мол. % Li в течение 100 часов. Было показано, что основной движущей силой коррозии является физическое растворение компонентов металлических образцов в жидких металлах.

Так, например, вследствие низкой растворимости молибдена и тантала в жидком висмуте эти металлы не подвергались значительной коррозии в Li-Bi, в то время как по причине интенсивного взаимодействия в системе Ni-Bi и в меньшей степени Fe-Bi и Cr-Bi в для никелевых сплавов (VDM® Alloy C-4, Hastelloy® G-35®, XH62M-BИ, VDM® Alloy 59, Hastelloy® B-3®) и нержавеющих сталей (AISI 410, 321, 316L, 904 и их аналоги) отмечены серьезные коррозионные поражения. Продемонстрированы перспективы применения молибденовых сплавов в системах – значения скоростей коррозии для материалов типа MB10, MB30 и TZM составили 16, 18 и 23 мкм/год соответственно. Таким образом, на основании экспрессных ампульных тестов для дальнейших испытаний были выбраны молибденовые сплавы типа MB10 и MB30.

Второй цикл испытаний проводили в среде висмут-литиевого сплава в течение 1000 часов при температуре 725 °С с оценкой механических свойств образцов после экспозиции. Скорости коррозии молибденовых сплавов составили 5 мкм/год для сплава MB10PL-BД и 16 мкм/год для MB30Y-BД. Образования вторичных фаз по границам зёрен и признаков межкристаллитного разрушения в исследуемых материалах не обнаружено. Также установлено, что после коррозионных тестов в жидкометаллическом экстрагенте параметры кратковременных механических свойств сплавов MB10PL-BД и MB30Y-BД остаются на уровне, близком к исходному.

СОЗДАНИЕ СТЕНДОВОЙ БАЗЫ МАКЕТОВ РОБОТИЗИРОВАННЫХ УСТАНОВОК ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ МП ПЭК

**Жеребцов А.А.¹, Шарадзе Г.А.², Двоеглазов К.Н.^{1,2}, Шагин В.М.²,
Филимонова Е.Д., Мочалов Ю.С.¹, Кашеев В.А.²**

¹ Акционерное общество «Прорыв», Москва, Раменский бульвар, 9

² АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. ака. А.А. Бочвара», Москва, ул.Рогова, 5а.

Для реализации замкнутого ядерного топливного цикла на базе реакторов на быстрых нейтронах (РБН) создается промышленный энергокомплекс (ПЭК), в составе которого, кроме реактора БН1200М, будет функционировать модуль фабрикации и модуль переработки (МП) ОЯТ производительностью до 30 т в год. Для обеспечения требуемой производительности МП ОЯТ ПЭК требуется создавать оборудование непрерывного действия. В настоящее время в рамках проектного направления «Прорыв» разрабатывается оборудование, которое необходимо испытать, подтвердить его производительность и возможность обслуживания робототехническими средствами. Для этого на площадке АО «ВНИИНМ» создан технологический стенд, который включает три технологических установки и робототехническое устройство (РТУ) в радиационнстойком исполнении.

Один из макетов предназначен для растворения плутонийсодержащих материалов при помощи электрогенерируемого окислителя, выполнен в масштабе 1:10 к промышленному образцу. Конструкция макета растворителя предусматривает реализацию двух функций: растворение оксидов электрохимическим способом и химическое растворение металлического урана, имитирующего продукт пирохимической переработки. Установка оснащена периферийным оборудованием для приготовления, дозирования и хранения растворов и растворяемых продуктов в автоматическом режиме с дистанционным управлением с автоматизированного рабочего места, что обеспечивает непрерывную работу установки.

Вторая макетная установка предназначена для кристаллизационной очистки нитрата уранила от примесей. Основной аппарат имеет уникальное исполнение в виде колонны с двумя зонами кристаллизации и одной общей зоны промывки кристаллов. При штатной работе установки в непрерывном режиме осуществляется попеременная выдача кристаллов из приёмных ёмкостей (по мере их заполнения кристаллическим продуктом) без остановки процесса кристаллизации в основном аппарате. Для подготовки исходного раствора с концентрацией целевого компонента ~ 700-800 г/л установка оснащена узлом упаривания и насосом-дозатором высокой точности. Прогнозная производительность кристаллизатора составляет 30 т/год.

Третья установка предназначена для получения диоксида урана из высококонцентрированного раствора нитрата уранила или в виде кристаллов гексагидрата нитрата уранила при помощи воздействия СВЧ излучения. Основной аппарат СВЧ-денитрации реализует последовательно три технологические операции: упаривание раствора, разложение нитратов до оксидов и их восстановление до диоксида урана. Аппарат конструктивно исполнен в едином корпусе.

РТУ предназначен для дистанционного обслуживания установок СВЧ денитрации и кристаллизации, а также отработки замены датчиков КИПиА.

Технологический контроль всех установок может проводиться одним оператором.

Стендовая база создана в рамках реализации Федерального проекта «Новая атомная энергетика» национального проекта «Новые атомные и энергетические технологии».

ВОССТАНОВЛЕНИЕ МОДЕЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА (МЯТ) ЛИТИЕМ В ПРОЦЕССЕ ЭЛЕКТРОЛИЗА РАСПЛАВА $\text{LiCl} - \text{Li}_2\text{O}$.

Шишкин А.В., Шишкин В.Ю., Зайков Ю.П.

*Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, 620066, Свердловская область,
г. Екатеринбург, ул. Академическая, стр. 20
e-mail: a.shishkin@ihte.uran.ru*

Одной из основных операций разрабатываемой пирохимической схемы переработки ОЯТ БР, является восстановление оксидов ДМ литием на катоде, в процессе проведения электролиза расплава $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ (~1.5мас.%) при 650°C. Для отработки режимов этого процесса был разработан и изготовлен укрупненный лабораторный электролизер позволяющий осуществлять разовую катодную загрузку до 400г плотных таблетированных образцов МЯТ. В качестве анодов в процессе проведения электролиза использовались керамические изделия $\text{NiO-Li}_2\text{O}$ в форме параллелепипеда, экранированные керамическими чехлами из оксида магния. Объектами исследований являлись таблетки на основе двуокиси урана с добавлением имитаторов продуктов деления в виде оксидов редкоземельных металлов (La, Ce, Nd, Eu), благородных металлов (Pd, Rh, Ru) и синтезированных урансодержащих соединений (UO_2MoO_4 , BaUO_4 , SrUO_4 и Cs_2UO_4). Детальное описание используемого оборудования, реагентов и методика проведения экспериментов описано ранее в наших предыдущих работах [1-2].

В результате серии экспериментов были подобраны режимы проведения процесса электролитического восстановления, позволяющие добиться конверсии оксида урана до металла на уровне 99,9%. При этом основная часть оксидов РЗМ (La, Ce, Nd) остаются в оксидной форме и лишь часть из них образует интерметаллиды с БМ. Оксид европия восстанавливается до двухвалентного европия, который полностью переходит в расплав, подобно оксидам ЩЗМ, образовавшимся в процессе восстановления уранатов. Молибдат уранила восстанавливаются до металлического урана и молибдена.

В процессе электролиза пропускается 130-150% электричества от расчетного теоретического для восстановления ДМ. Режимы и конструкция разработанного укрупненного лабораторного электролизера были использованы для процессов восстановления таблетированного и гранулированного окисленного СНУП и СНУП МЯТ на площадке ХМЗ АО «СХК» при катодных нагрузках до 200г. Так же показана масштабируемость процесса при проведении испытаний на укрупненном макете установки «металлизации» на площадке «Камера» ХМЗ АО «СХК».

Литература

1. Шишкин А.В., Шишкин В.Ю., Салюлев А.Б., Кесикопулос В.А., Холкина А.С., Зайков Ю.П. // Атомная энергия, 2021.Т.131, вып.2, с.79-84.
2. Shishkin, A. V., Shishkin, V. Y., Pankratov, A. A., Burdina, A. A., & Zaikov, Y. P. (2022). // Materials, 15(11), 3963.

РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ В РАДИОХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЯХ

Шушканов А.В.

*ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, г. Железногорск, Красноярский край, ул. Ленина, д. 53
e-mail: VIVaMartynov@rosatom.ru*

На ФГУП «ГХК» действует завод регенерации топлива (ЗРТ) на промышленной площадке которого размещен опытно-демонстрационный центр (ОДЦ) по отработке технологий переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), являющийся радиационным объектом I категории по потенциальной опасности. Основные этапы переработки ОЯТ направлены на извлечение делящихся материалов и очистку продуктов и включают операции разделки ОТВС и ТВЭЛ, волоксидацию, растворение, экстракционное выделение урана и плутония, упаривание и получение порошков смешанных оксидов урана и плутония.

На всех этапах переработки ОЯТ службой радиационной безопасности ФГУП «ГХК» осуществляется инструментальный радиационный контроль уровней радиоактивного загрязнения поверхностей, оборудования, МАЭД гамма-, нейтронного излучения, индивидуальный дозиметрический контроль персонала, а также контроль радиационной обстановки производится автоматизированными системами со световой и звуковой сигнализацией.

Опасность радиоактивного загрязнения заключается в том, что радиоактивные вещества, сосредоточенные на загрязненных поверхностях, формируют дозу облучения персонала за счет внешнего гамма-облучения всего тела, бета-облучения кожных покровов и хрусталика глаза, поступления радиоактивных веществ в организм через органы дыхания (ингаляционное поступление) и кожные покровы (перкутанное поступление) [1].

Радиационный контроль - получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей (включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль) [2].

Основными источниками ионизирующего излучения в радиохимической технологии ОДЦ ФГУП «ГХК» являются: отработавшее ядерное топливо, высокоактивные растворы и рафинаты, которые образуют радиоактивные аэрозоли и высокие поля МАЭД гамма-, нейтронного излучения.

Проведение радиационного контроля обеспечивает решение следующих задач: сопоставление результатов измерения с установленными нормативами; своевременное обнаружение радиоактивного загрязнения в помещениях постоянного пребывания персонала; определение уровней радиоактивного загрязнения поверхностей при проведении ремонтных работ; определение тенденций роста или снижения уровней радиоактивного загрязнения поверхностей.

Литература

1. МУ 2.6.5.032-2017. 2.6.5. Контроль радиоактивного загрязнения поверхностей. Методические указания.
2. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009).

ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ ФОСФАТНЫХ ВОДНО-ХИМИЧЕСКИХ РЕЖИМОВ В КОНТУРАХ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

Юрманов В.А., Шутько К.И., Юрманов Е.В., Сухарев И.И.

*АО «НИКИЭТ», 107140, Москва, вн.тер.г. Муниципальный округ Красносельский,
пл. Академика Доллежала, д.1, к.3,
e-mail: yurmanov@nikiet.ru*

Важным условием обеспечения конкурентоспособности современных атомных реакторных установок являются длительные проектные сроки их эксплуатации, что обычно достигается изготовлением их оборудования и трубопроводов из конструкционных материалов (КМ) с повышенной коррозионной стойкостью. Однако на практике реализация данного требования может приводить к снижению технико-экономических показателей.

В данном отношении показателен опыт проектирования протяженных трубопроводных систем для промежуточных контуров охлаждения атомно-энергетических установок большой мощности. Изготовление их из коррозионностойких сталей привело к значительному росту капитальных затрат. Для снижения последних на ряде серийных энергоблоков ВВЭР-1000 принято проектное решение об изготовлении рассматриваемых систем из сравнительно дешевых сталей перлитного класса, а для их коррозионной защиты использованы небольшие добавки ингибиторов коррозии в охлаждающую воду, что не оказало существенного влияния на эксплуатационные затраты. Многолетний опыт эксплуатации данных АЭС подтвердил совместимость конструкционных материалов с принятым коррекционным водно-химическим режимом (ВХР), что нашло применение на новых АЭС с ВВЭР повышенной мощности.

Успешное применение тринатрийфосфата в качестве ингибитора коррозии было обусловлено формированием на внутренних поверхностях устойчивой защитной пленки при взаимодействии фосфат-иона со сталью, как это было показано в процессе проведенных в АО «НИКИЭТ» прецизионных коррозионных испытаний индикаторных образцов-свидетелей в модельных условиях.

Данный подход к выбору совместимых в коррозионном отношении КМ и ВХР обеспечивает значительное сокращение капитальных затрат на сооружение АЭС. Применение фосфатных ВХР в контурах теплоносителя атомных реакторов наиболее перспективно с учетом их длительного успешного применения, в частности, на промышленных энергетических реакторах ФГУП «Горно-химический комбинат», а также в отношении экологической безопасности применения фосфатов по сравнению с другими ингибиторами коррозии, такими как токсичные хроматы и органические реагенты, не стойкие при воздействии радиации. Этот подход к рациональному выбору ВХР имеет широкие перспективы для атомных реакторов с большим применением алюминиевых сплавов для изготовления реакторного оборудования. Алюминиевые сплавы отличаются умеренной стоимостью, а в условиях коррекционной обработки водного теплоносителя небольшими добавками ортофосфорной кислоты реакторное оборудование из алюминиевых сплавов приобретает высокую коррозионную стойкость, сравнимую с дорогими сталями и сплавами. Данный вывод подтверждается многолетним опытом выведенных и эксплуатации промышленных энергетических реакторов ФГУП «Горно-химический комбинат» в условиях применения слабокислотного ВХР с небольшими добавками в водный теплоноситель ортофосфорной кислоты. Формируемая при этом на поверхностях алюминиевых сплавов труднорастворимая в воде защитная пленка фосфата алюминия обеспечивала хорошую коррозионную защиту изделий из алюминиевых сплавов.

Представляемые в тезисах доклада данные получены АО «НИКИЭТ» в рамках выполнения НИОКР (тема В.24.6-016) и не содержат коммерческую тайну.

**ОЦЕНКА ПРИМЕНИМОСТИ АЛЮМИНАТА КАЛЬЦИЯ В КАЧЕСТВЕ
РАЗБАВИТЕЛЯ ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ****Капралов Д.А., Шаталина Я.И., Копанева К.О., Дмитриева О.С., Погляд С.С.**

*АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград,
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9
e-mail: kapralov220@gmail.com*

Образование трансплутониевых элементов, в частности америция-241, в тепловых энергетических реакторах представляет собой опасность из-за его высокой активности и длительного периода полураспада [1]. Для извлечения америция-241 из отработавшего ядерного топлива используют PUREX-процесс, который позволяет выделить плутоний и уран, после чего америций и другие актиноиды отделяются с помощью дополнительных методов экстракции. Полученный после экстракционной очистки америций-241 может быть использован в качестве топлива в реакторах на быстрых нейтронах, где он помещается в специальные сборки, называемые мавэлами (минор-актинидными выжигающими элементами). Для минимизирования влияния америция на характеристики активной зоны реактора-дожигателя возможно использование инертных разбавителей.

В качестве разбавителей рассматриваются различные соединения, среди них одним из наиболее перспективных является орторомбический алюминат кальция, так как он обладает высокой температурой плавления 1605°C, способен легко растворяться в кислотах при переработке и, предположительно, позволяет обеспечить равномерное распределение минорных актинидов в мишени. Для подтверждения последнего утверждения проведены предварительные исследования вариантов синтеза порошка орторомбического алюмината кальция в смеси с имитатором америция – неодимом.

Алюминат кальция, импрегнированный неодимом в количестве 5% масс. получен золь-гель методом с последующим высушиванием геля в сушильном шкафу при 130°C и термической обработкой полученного ксерогеля при температуре 1000°C в муфельной печи. Полученный однородный, мелкокристаллический порошок светло-фиолетового цвета исследовали методами рентгенофазового анализа на дифрактометре ДРОН-8Н и сканирующей электронной микроскопией на микроскопе высокого разрешения Phenom XL G2. После чего порошок прессовали на гидравлическом прессе ПГ-100М и спекали при температуре 1100°C в муфельной печи для определения растворимости таблеток в азотной кислоте.

Рентгенофазовый анализ порошка показал наличие следующих фаз: CaAl_2O_4 – орторомбический, $\text{NdCaAl}_3\text{O}_7$ – тетрагональный. Присутствие дополнительной фазы алюмината кальция позволяет предположить возможность увеличения включения неодима. Исследование морфологии порошка $\text{NdCaAl}_3\text{O}_7$ с использованием обратно-отраженных электронов показало равномерное распределение неодима по поверхности частиц. Таблетки $\text{NdCaAl}_3\text{O}_7$ показали способность к растворению в азотной кислоте концентрацией 8 моль/л при периодическом перемешивании в течение двух часов без нагревания.

Таким образом, проведенные исследования подтвердили возможность использования орторомбического алюмината кальция в качестве инертной матрицы и перспективного разбавителя для изготовления мавэлов с минор-актинидами.

Литература

1. Возможность выжигания америция в быстрых нейтронах. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А. и др. Атомная энергия, Т. 128, вып. 2, февраль 2020 г.

КОРРОЗИОННАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ НИКЕЛЕВЫХ И МОЛИБДЕНОВЫХ СПЛАВОВ В РАСПЛАВЛЕННОЙ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ НА ОСНОВЕ FLiNaK В УСЛОВИЯХ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ СМ

**Лизин А.А., Ижутов А.Л., Неустроев В.С., Макаров Е.И.,
Хамдеев М.И., Льюпа С.В., Дмитриев М.Г.**

*АО «ГНЦ НИИ атомных реакторов»,
433510, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9,
e-mail: lizin@niiar.ru*

Проведено исследование коррозионной стойкости кандидатных никелевых и молибденовых сплавов (НМ20В3-ВИ, НМ20С3-ВИ, ХН80МТЮ(Б)), МВ10РЛ-ВД, МР47У-ВД) в условиях, моделирующих жидкосольевой реактор-сжигатель (ЖСР) младших актинидов в капсулах специально разработанного облучательного устройства с расплавленной топливной солью на основе фторидов лития, натрия и калия с добавками теллура, CeF_3 , NdF_3 и UF_4 . Время облучения капсул в реакторе СМ-3 составило 89 эфф. суток с он-лайн контролем температуры в диапазоне от 502 до 711 °С и флюенсе быстрых нейтронов с энергией более 0,1 МэВ — $(2,4-6,0) \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$.

Каждый образец помещали в капсулу с солью и герметизировали. Каждая капсула изготавливалась из сплава той же марки, что и образец. Плавление соли в капсуле и сварку капсул проводили в боксе с контролируемой инертной атмосферой. После облучения капсулы вскрывали в защитной камере, выплавляли соль в ячейке с продувкой аргоном, плав растворяли в азотной кислоте. Полученный раствор анализировали на содержание коррозионных примесных элементов методом дуговой атомно-эмиссионной спектроскопии на установке, с использованием спектрометров с фотодиодной линейкой, источником возбуждения спектров «Везувий-3». Обработку спектров осуществляли на персональном компьютере с помощью программного обеспечения «Атом-3.3».

Для каждой капсулы с образцом по результатам проведённого химического анализа были рассчитаны выходы никеля (или молибдена) с геометрической поверхности образца и внутренней поверхности стенок капсулы при её контакте с топливной солью. Расчет общей скорости коррозии проводили по результатам выхода никеля или молибдена в расплав. Исходное содержание никеля и молибдена в изучаемых сплавах ранее было установлено по результатам химического анализа образцов до облучения. Проведены комплексные материаловедческие испытания образцов после облучения [1].

Проведённые коррозионные реакторные испытания образцов и капсул из сплавов на основе никеля (НМ20В3-ВИ, НМ20С3-ВИ, ХН80МТЮ(Б)) и молибдена (МВ10РЛ-ВД, МР47У-ВД) с топливной солью на основе FLiNaK, содержащей имитаторы продуктов деления (CeF_3 , NdF_3) и UF_4 , в течение 2136 часов показали, что скорость коррозии для всех изученных сплавов не превышает 21 мкм/год, полученные значения удовлетворяют требованию по скорости общей коррозии (не более 30 мкм/год) для ЖСР.

Литература

1. Ижутов А. Л., Звир Е. А., Неустроев В. С. и др. *Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР»*. 2025, №1. С. 55-62.

Работа выполнена при финансовой поддержке Госкорпорации «Росатом», проект ЕОТП-МТ-425.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА МОДИФИЦИРОВАННОГО ПУРЕКС-ПРОЦЕССА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ 30, 40 И 45 % ТБФ В ПАРАФИНАХ**Мамчич М.В., Пузиков Е.А., Наумов А.А., Голецкий Н.Д., Кудинов А.С.**

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»,
194021, Россия, Санкт-Петербург, 2-й Мушинский пр., д. 28,
e-mail: egor_puzikov@mail.ru*

Классические варианты Пурекс-процесса предполагают использование растворов ТБФ с концентрацией 8-30% в углеводородных разбавителях. Однако, повышение концентрации ТБФ до 40-50% позволяет не только повысить производительность процесса, снизить объем ВАО и органических отходов, но и провести фракционирование рафината Пурекс-процесса с применением единого экстрагента без использования дорогостоящих реагентов [1]. Ранее было показано [2], что верхний предел концентрации ТБФ составляет 45%, поскольку работа экстракционного оборудования возможна с разницей плотностей водной и органических фаз, образующихся в каскадах блоков, не менее 5%. Поэтому было решено провести динамические испытания первого цикла экстракционной переработки на модельных растворах по схеме модифицированного Пурекс-процесса с 45% ТБФ и сопоставить с данными, полученными ранее по такой же схеме для 30% ТБФ.

Разработанная в Радиевом институте модель для расчета распределения компонентов ОЯТ в многоступенчатых экстракционных установках позволяет моделировать процессы с концентрацией ТБФ от 10 до 50% [3]. Поэтому представляло интерес сопоставить результаты расчетов с данными стендовых опытов с использованием 30 и 45% ТБФ.

Результаты динамических испытаний с использованием экстракционной системы на основе 45% ТБФ показали принципиальную работоспособность данной схемы, однако, качество получаемых продуктов не удовлетворяет требованиям, предъявляемым к первому экстракционному циклу Пурекс-процесса. Таким образом, достигнуть аналогичных результатов по локализации в свои продукты нептуния, плутония и технеция, как при использовании 30% ТБФ, не удалось.

Поэтому дальнейшие испытания проводились с пониженной до 40% концентрацией ТБФ, с использованием раствора ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием 50 ГВт·сут./т. При этом была изменена схема технологического процесса: на втором блоке реэкстрагировали Zr и Tc, а реэкстракция Np была перенесена на четвертый блок. В результате опыта Pu и U извлечены из исходного раствора ОЯТ не менее, чем на 99,9 %; в высокоактивный рафинат выведено до 99,5 % ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{241}Am и 95 % Mo; в реэкстракт Zr и Tc выведено более 99,5 % Zr и Tc, около 0,04 % ^{137}Cs , 0,51 % ^{154}Eu , 0,28 % ^{241}Am , до 6 % Mo, менее 0,005 % Pu и менее 0,01 % U; в реэкстракт Pu выведено 0,01 % U, <0,01 % ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{241}Am , до 0,05 % Np, а также более 99,9 % Pu; в реэкстракт Np выведено около 99,6 % Np и 0,03 % Pu в реэкстракт U выведено более 99 % U, менее 0,01 % Pu и около 0,5 % Np, что обусловлено необходимостью увеличения общего числа ступеней на блоке реэкстракции нептуния с 10 до 12. Очистка высокоактивного рафината составила от Zr более чем в 300 раз, от Tc - более чем в 100 раз, при этом удалось их локализовать на втором блоке до 99,5 % каждого относительно исходного раствора ОЯТ. Так же принципиально подтверждена разделение Pu от Np с очисткой не менее $2 \cdot 10^3$ раз, с локализацией нептуния в отдельный технологический поток до 99,6 %.

Литература

1. Zilberman, B.Ya. et al. Solvent Extraction and Ion Exchange, 2019, 37, 6, 1.
2. Наумов, А.А., Голецкий Н.Д., Пузиков Е.А., Мамчич М.В., Кудинов А.С., Сорока П.И. Радиохимия, 2023, 65, 2, 179

ИЗГОТОВЛЕНИЕ ГОМОГЕННОГО МОКС-ТОПЛИВА В РАСПЛАВЕ $0,7\text{Cs}_2\text{MoO}_4\text{-}0,3\text{MoO}_3$

Осипенко А.Г., Горелов А.В., Погляд С.С.

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

Одной из двух существующих технологий дистанционного изготовления «грязного» рефабрицированного из ОЯТ топлива является димитровградский сухой процесс (DDP). При штатном режиме изготовления МОКС в хлоридном расплаве осадки имеют двухфазную структуру. Гомогенная структура частиц более предпочтительна с точки зрения упрощения контроля изготовления твэлов. Смена гальваностатического режима электролиза на импульсно-реверсивный приводит к значительной гомогенизации осадка. Однако, при дроблении осадка частицы получают плоскую форму, из-за чего требуется дополнительная обкатка частиц, что приводит к появлению некоторой доли оборотного продукта. В оксидном расплаве определена зависимость растворимости плутония от температуры и содержания урана, показано нахождение плутония вне электрохимического окна сольвента, обменный механизм реакции образования гомогенных МОКС осадков при гальваностатическом режиме электролиза (см.рис.1). МОКС осадки имеют дендритную форму в отличие от сплошных гомогенизированных МОКС осадков DDP, что позволяет изготавливать гранулят, пригодный для виброуплотнения без дополнительной механической обработки.

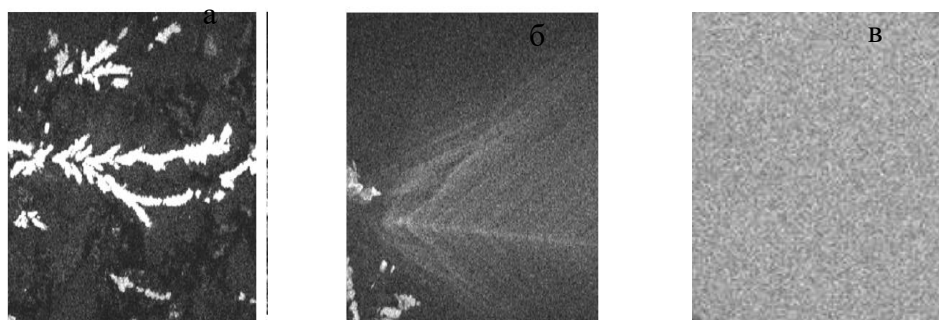


Рисунок 1. Распределение плутония в МОКС осадке: а) гальваностатический электролиз, расплав $\text{NaCl-}2\text{CsCl}$. $T=620^\circ\text{C}$; б) импульсно-реверсивный электролиз, расплав $\text{NaCl-}2\text{CsCl}$. $T=620^\circ\text{C}$; в) гальваностатический электролиз, расплав $0,7\text{Cs}_2\text{MoO}_4\text{-}0,3\text{MoO}_3$, $T=800^\circ\text{C}$.

Литература

1. Скиба О.В., Кислый В.А., Савочкин Ю.П., Вавилов С.К. Пироэлектрохимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. – Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 348 с. ISBN 978-5-94831-123-4.
2. Афоничкин В.К., Комаров В.Е., Хрустова Л.Г., Бове А.Л. Влияние катионного состава электролитов системы $\text{Me}_2\text{MoO}_4\text{-Me}_2\text{Mo}_2\text{O}_7\text{-UO}_2\text{MoO}_4$ ($\text{Me} = \text{Li, Na, K, Cs}$) на кислородный коэффициент электролитических оксидов урана // Электрохимия. – 2006. – Т. 42. – С. 698.
3. Volkovich V.A., Smolenski V.V., Ryzhov A.A., Kitik M.S., Chukin A.V., Osipenko A.G., Novoselova A.V., Polovov I.B., Poglyad S.S. Cathodic Processes in Uranium Containing Molybdate Melts // J. Electrochem. Soc. – 2023. – Vol. 170 – 072502.

ОБ ОБРАЗОВАНИИ ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ $U-Al_x$ В РАСПЛАВЕ $3LiCl-2KCl$

Осипенко А.Г., Горелов А.В., Погляд С.С.

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

Интерметаллиды актинидов применяют для изготовления мишеней производства медицинских изотопов и РИТЭГов. При металлургических и механо-активационных способах изготовления сплавов алюминия и его интерметаллидов с актинидами необходим отжиг для снижения доли нежелательных фаз [1 - 3]. Изучено химическое взаимодействия трихлорида урана и металлического алюминия в расплаве $3LiCl-2KCl$, установлена зависимость фазового состава получаемых индивидуальных интерметаллидов от содержания трихлорида урана в расплаве. Определены условия для создания стационарного процесса изготовления UAl_4 . Нарботаны партии индивидуальных интерметаллидов UAl_4 и UAl_3 , из которых изготовлены методом прессования без добавления алюминиевого порошка макеты таблеток, пригодных в качестве рабочего тела РИТЭГов и мишеней.

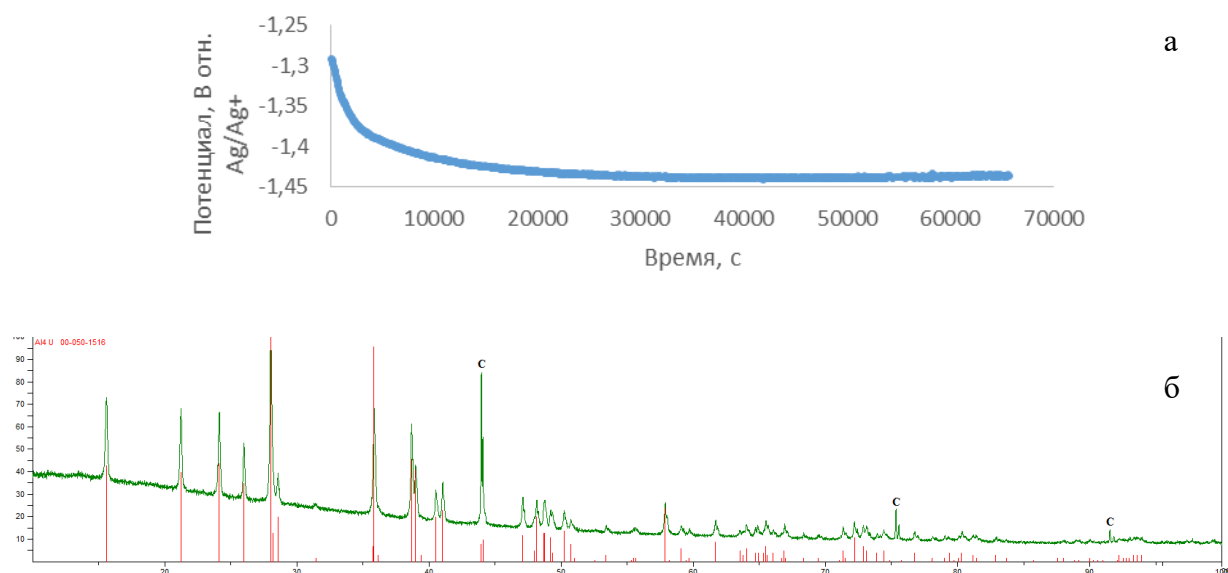


Рисунок 1. Стационарный процесс изготовления UAl_4 . Расплав $3LiCl-2KCl-0,54\text{мас}\%UCl_3$. $T=462^\circ\text{C}$: а) зависимость «потенциал алюминиевой пластины – время»; б) рентгенограмма изготовленного порошка интерметаллида UAl_4

Использование хлоридных расплавов позволяет изготавливать индивидуальные интерметаллиды актинидов для мишеней и РИТЭГов ниже температур фазовых переходов [3], что исключает неопределенность состава и требование отжига.

Литература

1. Харрингтон Ч. и др. Технология производства урана. М.: Госатомиздат. 1961. 587 с.
2. G.L.C.R. Conturbia and etc, Phase quantification in UAl_x-Al dispersion targets for Mo-99 production, Journal of Nuclear Materials 509 (2018) 465-477.
3. Диаграммы состояния двойных металлических систем: Справочник: В 3 т.: Т.1/ Под общ. ред. Н.П. Лякишева – М.: Машиностроение, 1996. – 992с.:ил.

СРАВНЕНИЕ ВАРИАНТОВ МЕТАЛЛИЗАЦИИ ОКСИДОВ УРАНА

Осипенко А.Г., Галиев Р.С.

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

Проведено экспериментальное сравнение вариантов электрохимического и химического восстановления оксидов урана до металла [1, 2]. Для предотвращения образования ураната лития необходимо восстановление закись-окиси урана до диоксида, которое происходит самопроизвольно при спекании таблеток. Показано, что электрохимическое восстановление требует корректировки режимов электролиза с целью предотвращения образования избыточного лития, при этом не имея средств он-лайн контроля. Химическое восстановление не требует корректировки режимов. Недостатками химического восстановления оксидов урана литием в хлоридном расплаве являются пожарная опасность металлического лития и накопление отходов в виде образующегося оксида лития. Однако, технические решения [3] позволяют исключить пожарную опасность и регенерировать соль. Проведено химического восстановление диоксида урана в конструкции аппарата, предотвращающем контакт лития с урановыми таблетками. Регенерацию расплава и лития проводили гальваностатическим электролизом без корректировки режима до появления в отходящих газах из анодного пространства следов хлора. Степень металлизации оксида урана, регенерированного из фильтр-кейка, составила 99,8%



Рисунок 1. Таблетки диоксида урана: А- до металлизации (в танталовой корзине-валу мешалки) и Б-после металлизации и раскусывания кусачками.

Предложен смешанный вариант - химическое восстановление в хлоридном расплаве литием и регенерация соли и лития электрохимическим методом, как не требующий корректировки режимов и имеющий средства он-лайн контроля.

Литература

1. Бычков А.В., Ишунин В.С., Кормилицын М.В. Восстановление ОЯТ реактора ВВЭР-1000 литием в расплаве хлорида лития // Расплавы 2009, вып.5, с. 10-17.
2. Park, W. Electrolytic reduction of a simulated oxide spent fuel and the fates of representative elements in a $\text{Li}_2\text{O}-\text{LiCl}$ molten salt / W. Park, E.-Y. Choi, S.-W. Kim, S. -C. Jeon, Y.-H. Cho, J.-M. Hur // Journal of Nuclear Materials. – 2016. – V. 477. – P. 59– 66.
3. Benlin Yao and etc. A Liquid Alloy Anode for the Electrolytic Reduction of Uranium Oxide in Molten Lithium Chloride, Journal of The Electrochemical Society, 2024 171 042502

ИЗВЛЕЧЕНИЕ ЦИРКОНИЯ КАК ЦЕННОГО КОМПОНЕНТА ИЗ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Михалюк В.С.^а, Тананаев И.Г.^б

^а ООО «Группа компаний «Энергоинжиниринг»,
620066, Екатеринбург, ул. Блюхера, д.50, офис 618

^б Институт химии и технологии редких элементов и минерального сырья
им. И.В. Тананаева Кольского научного центра Российской академии наук,
184209, Мурманская область, г. Апатиты, Академгородок, 26

Оценка имеющихся в настоящее время технологий и их экономика показывают возможность, а значит и необходимость, извлечения максимального количества ценных компонентов из материалов, остающихся после переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), в том числе, из оболочек тепловыделяющих сборок (ТВС) и высокоактивных отходов (ВАО).

В составе ОЯТ находятся такие технически важные и постоянно возобновляющиеся металлы, как ^{90}Sr и ^{147}Pm , $^{133,137}\text{Cs}$ и ^{99}Tc , радиоактивные благородные газы (Xe, Kr), металлы Ru, Rh, Pd, редкоземельные элементы, радиоактивные благородные газы и группа платиноидов [1].

Одним из чрезвычайно полезных материалов, содержащихся в составе ОЯТ, является цирконий, широко применяется в различных областях техники и технологии, в том числе, в атомной промышленности, а также для создания различных видов вооружений и военной техники. Он образуется в результате распада тяжелых металлов в виде долгоживущего изотопа ^{93}Zr в количестве от 5 до 13 кг на тонну ОЯТ в зависимости, в основном, от степени выгорания топлива. Цирконий входит также в состав конструкции ТВС в виде сплава Zr-Nb, оболочки которых при процессе репроцессинга ОЯТ выделяются на стадии растворения топлива и в настоящее время хранятся без рециклинга металла.

Наиболее яркими примерами практического применения циркония, извлеченного из ВАО, являются перспективы использования β -активного изотопа ^{93}Zr в автономных источниках электрической энергии на основе бета-вольтаического эффекта. При 98% обогащении хлоридным методом до ^{90}Zr металл может быть применен для повторного использования для изготовления ТВС [2].

В докладе будут представлены основные методы выделения циркония из ВАО, например, выделения в виде осадка молибдата циркония при упаривании рафинатов и обработке кубового остатка перед остекловыванием ВАО, или путем его извлечения из раствора, содержащего 250 г/л урана в 3М HNO_3 путем введения Cr(VI) до его мольного отношения с Zr(IV) более 1 в головной экстракционный блок классической структуры с последующей резэкстракцией целевого элемента совместно с технецием [3].

Литература

1. Тананаев И.Г., Мясоєдов Б.Ф. Проблемы ядерного топливного цикла // Журнал Российского химического общества им. Д.И. Менделеева – 2010.- Т. LIV, № 3. –С. 6-8
2. Аржаткина О.А., Михалюк В.С., Хомяков С.Г., Чуйков С.Ф. Патент РФ № 2660850, 2016.
3. Сытник Л.В., Зильберман Б.Я., Блажева И.В., Шадрин А.Ю., Пузиков Е.А., Голецкий Н.Д., Кухарев Д.Н., Боровиков Е.А., Федоров Ю.С. Патент РФ № 2454741, 2012.

СЕКЦИЯ 4

Аналитическое обеспечение радиохимических процессов

RADIOCHEM-CONF.RU

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ЯДЕРНОГО МАГНИТНОГО РЕЗОНАНСА ДЛЯ УСТАНОВЛЕНИЯ СТЕПЕНИ ОКИСЛЕНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ В КОМПЛЕКСАХ

Борисова Н.Е.,^a Крот А.Д.,^a Матвеев П.И.,^a Иванов А.В.,^a Федосеев А.М.^b

^aКафедра радиохимии химического факультета МГУ им. М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы 1/10,

^bИнститут физической химии и электрохимии им. А.Н.Фрумкина,
119071, Россия, г. Москва Ленинский проспект, д. 31, к. 4
e-mail: ivanov@ips.ac.ru

Определение степени окисления иона металла в растворах является важной и интересной задачей в химии поливалентных элементов, традиционно она решается различными спектральными методами. Метод спектроскопии ядерного магнитного резонанса (ЯМР) является по сути уникальным методом прямого наблюдения сигнала металла в растворе в случае ЯМР активных ядер, например, таких как ^{99}Tc . Уникально широкий диапазон химических сдвигов сигналов ядер ^{99}Tc позволяет эффективно устанавливать не только степень окисления металла в растворе комплекса, но и строение комплексного соединения¹⁻⁴.

В случае ЯМР пассивных ядер установить степень окисления металлов в комплексе возможно по характерных химическим сдвигам ЯМР активных ядер элементов, присутствующих в комплексах. Нами проведено исследование строения серии комплексов нептуния в различных степенях окисления от 4 до 6 исследуя спектры ЯМР на ядрах ^1H в серии комплексов и экстракционных систем. В случае экстракционного комплексообразования нептуния с тетрадентатными лигандами единственным механизмом является окисление Np^{V} до Np^{VI} в органической фазе в виде комплекса. Проведена серия экспериментов по комплексообразованию Np^{IV} , Np^{V} и Np^{VI} с тетрадентатными лигандами в ацетонитреле и нитробензоле, что позволило установить строение комплексов в растворах, а также в органических фазах экстракционных систем методом ЯМР⁵. При извлечении Np^{V} в органическую фазу, в последней обнаружены только комплексы Np^{VI} .

Установлены структуры для серии комплексов Np^{VI} , а также структуры смешанновалентных полиядерных кластеров нептуния $\text{Np}^{\text{V},\text{VI},\text{V}}$ с тетрадентатными N,O-донорными лигандами (см. рис. 1)

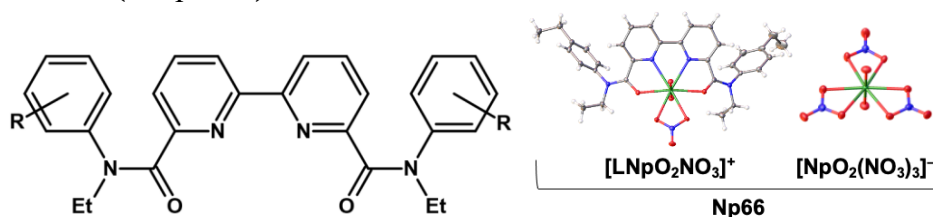


Рисунок 1. Строение экстрагентов и кристаллическая структура их комплексов.

Литература

1. Kuznetsov V.V., Poineau F., German K.E. *et al. Commun Chem*, 2024, **7**, 259.
2. O'Connell L.A., Pearlstein R.M., Davison A. *et al. Inorg. Chim. Acta*, 1989, **161**, 39.
3. Hall G.B., Andersen A., Washton N.M. *et al. Inorg. Chem.* 2016, **55**, 8341.
4. de Andrade T.F.C.B., Dos Santos H.F., Fonseca Guerra C. *et al. J. Phys. Chem. A* 2022, **126**, 5434.
5. Krot A.D., Borisova N.E., Novichkov D., *et al. Inorg. Chem. Front.* 2025, **12**, 2759.

Работа выполнена при поддержке гранта Министерства науки и высшего образования № 075-15-2024-534.

**О СОЗДАНИИ КОМИССИИ
ПО АНАЛИТИЧЕСКОМУ ОБЕСПЕЧЕНИЮ ПРОИЗВОДСТВ**

Тадевосян Ю.А.

*ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Красноярский край, Железногорск, ул. Ленина, д. 53,
e-mail: YATadevosyan@rosatom.ru*

В 2018 г. на первой отраслевой конференции «Современные методы аналитического контроля» обсуждались проблемные вопросы, которые волнуют руководителей и специалистов аналитических лабораторий на предприятиях Росатома. Выяснилось, что многие лаборатории осуществляют свою деятельность в информационном вакууме, отсутствует обмен положительными и отрицательными практиками по применению и адаптации аналитического оборудования, проектированию лабораторий, разработке методик измерений и, особенно обострилась ситуация, когда начался период санкций и возникли проблемы с приобретением и техническим обслуживанием аналитического оборудования импортного производства. Таким образом, назрела необходимость в создании авторитетного сообщества, объединяющего руководителей и специалистов аналитических лабораторий.

Проблему обозначили на заседании Совета по метрологии, предложение поддержали и было принято решение о создании постоянно действующей комиссии по аналитическому обеспечению производств при Совете по метрологии ГК «Росатом». В контур комиссии на первом этапе вошли представители научного блока — это в первую очередь, АО «ВНИИНМ им. Бочвара» и АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» и представители предприятий, имеющих схожие задачи по фабрикация топлива и переработке отработавшего ядерного топлива.

В докладе представлена информация о деятельности Комиссии, о принятых решениях, разработанных документах, регулирующих применение тиражируемых стандартов и отраслевых инструкций. Также приведены данные о реестре технических специалистов и о положении, регламентирующем деятельность.

АНАЛИЗ СОСТАВА НАКОПЛЕННЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ФГУП «ПО «МАЯК»

Чухланцева Е.В., Степанова О.В., Диченко О.Ю., Джевелло К.А.

Федеральное Государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк», пр. Ленина, 31, г. Озерск, Челябинская обл., Россия, 456784
e-mail: cpl@po-mayak.ru

В настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» хранится более 14,5 тыс. м³ накопленных в результате исполнения программ 1968-1986 гг. высокоактивных отходов (НВАО). Для выбора оптимальной схемы утилизации НВАО необходимо определить их химический и радиохимический состав. НВАО представляют собой суспензию, состоящую из осадка и водной фазы. Определяемыми компонентами являлись OH⁻, F⁻, NO₃⁻, NO₂⁻, SO₄²⁻, Cl⁻, Na, K, Cs, Ca, Mg, Al, Cr, Ni, Si, Ni, ⁹⁰Sr, ⁹⁹Tc, ^{134,135,137}Cs, ^{235,238}U, ²³⁷Np, ²³⁸⁻²⁴¹Pu, ^{241,243}Am, ^{244,245}Cm. Выполнялся анализ НВАО из шести емкостей-хранилищ. Растворение осадка выполняли в 8–10 М HNO₃ при длительном нагревании.

Элемент/ нуклид	Метод определения	Усредненный результат по шести емкостям	
		Водная фаза	Осадок
Na Cs K,Ca,Mg Cr, Si Al Ni	Масс-спектрометрия с индуктивно-связанной плазмой (ИСП МС)	60 г/дм ³ 0,07 г/дм ³ 0,6–1,5 г/дм ³ 1,8–2,1 г/дм ³ 5,6 г/дм ³ 0,03 г/дм ³	8% 5·10 ⁻³ % 0,1% 0,03–0,3% 8% 0,3%
NaOH	Титрование, индикатор ализариновый желтый Р	76 г/дм ³	–
F ⁻ , Cl ⁻ , SO ₄ ²⁻ NO ₃ ⁻ NO ₂ ⁻	Ионная хроматография	0,1–0,4 г/дм ³ 40 г/дм ³ 63 г/дм ³	<1% – –
⁹⁰ Sr	Бета-спектрометрия	2,0·10 ¹⁰ Бк/дм ³	6,4·10 ⁷ Бк/г
⁹⁹ Tc	Нейтрализация. Отделение на сорбенте, импрегнированном МТОАН, десорбция 8М HNO ₃ , ИСП МС	6,8·10 ⁶ Бк/дм ³	3,2·10 ³ Бк/г
¹³⁴ Cs	Гамма-спектрометрия	<3·10 ⁶ Бк/дм ³	<6·10 ⁴ Бк/г
¹³⁵ Cs	Осаждение в фосфоромолибдате аммония, десорбция, измерение изотопного состава Cs ИСП МС, расчет ¹³⁵ Cs через его долю и активность ¹³⁷ Cs	5,0·10 ⁵ Бк/дм ³	6,2·10 ² Бк/г
¹³⁷ Cs	Гамма-спектрометрия	4,0·10 ¹⁰ Бк/дм ³	6,8·10 ⁷ Бк/г
²³⁵ U ²³⁸ U	Нейтрализация до 2М HNO ₃ . Выделение на сорбенте на основе ДиОМФ, десорбция (NH ₄) ₂ C ₂ O ₄ , ИСП МС	5,2 Бк/дм ³ 6,6·10 ¹ Бк/дм ³	1,8 Бк/г 2,6·10 ¹ Бк/г
²³⁸ Pu ²³⁹ Pu ²⁴⁰ Pu ²⁴¹ Pu	Нейтрализация до 2–3М HNO ₃ . Стабилизация Pu(IV) KMnO ₄ /NaNO ₂ . Выделение на сорбенте, импрегнированном МТОАН, десорбция (NH ₄) ₂ C ₂ O ₄ , ИСП МС	<4,2·10 ⁵ Бк/дм ³ 5,3·10 ³ Бк/дм ³ <2·10 ⁴ Бк/дм ³ <9,6·10 ² Бк/дм ³	<2·10 ⁶ Бк/г 2,4·10 ⁴ Бк/г 8,8·10 ³ Бк/г 2,3·10 ⁵ Бк/г
²⁴¹ Am ²⁴³ Am ²⁴⁴ Cm ²⁴⁵ Cm	Нейтрализация до 4М HNO ₃ . Восстановление Pu сульфаминатом Fe(II). Выделение Am на сорбенте, импрегнированном ТОДГА, десорбция ДТПА, ИСП МС (²⁴⁴ Cm – альфа-спектрометрия)	2,9·10 ⁵ Бк/дм ³ <1,8·10 ⁴ Бк/дм ³ 4·10 ⁵ Бк/дм ³ <1,6·10 ⁴ Бк/дм ³	5,9·10 ⁵ Бк/г 6,3·10 ³ Бк/г 8,5·10 ⁴ Бк/г <3·10 ² Бк/г
²³⁷ Np	Нейтрализация до 2–3М HNO ₃ . Стабилизация сульфаминатом Fe(II). Выделение на сорбенте, импрегнированном МТОАН, десорбция (NH ₄) ₂ C ₂ O ₄ , ИСП МС	8,6·10 ² Бк/дм ³	8,4·10 ¹ Бк/г

**ПРИМЕНЕНИЕ СОРБЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ПРИ ИЗМЕРЕНИИ МАССОВОЙ
КОНЦЕНТРАЦИИ ТЕХНЕЦИЯ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОДУКТАХ
ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ МЕТОДОМ ИСП-МС**

Ковалев И.Н.

*ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Красноярский край, Железногорск, ул. Ленина, д. 53,
e-mail: sibhgk@rosatom.ru*

Актуальность измерения точной концентрации технеция в технологических продуктах переработки ОЯТ (отработанного ядерного топлива) обусловлена необходимостью его контроля, как нежелательной примеси. Данные о его содержании позволяют установить коэффициент экстракционной очистки урана и плутония.

Рассмотрены проблемы измерения массовой концентрации ^{99}Tc в высокоактивных технологических продуктах опытно-демонстрационного центра. Проведен обзор существующих методов измерения технеция в лаборатории, представленных спектрофотометрическим и масс-спектрометрическим методом с индуктивно-связанной плазмой.

Изучено влияние спектральных интерференций, оказываемых присутствием рутения, молибдена и палладия, на аналитический сигнал ^{99}Tc в масс-спектрометрическом методе измерения. Принято решение использовать сорбционные методы для извлечения целевых и мешающих компонентов, а также установления их изотопного состава масс-спектрометрическим методом с индуктивно-связанной плазмой.

С опорой на литературные данные, произведен подбор сорбентов и необходимых параметров ведения сорбционного процесса [1,2,3,4].

Способы сорбционного извлечения опробывались на модельных и реальных растворах. Измерен изотопный состав мешающих компонентов. Полученные данные будут использованы для дополнения отраслевой методики.

Литература

1. Лосев В. Н, Волчкова Г. В., Мазняк Н. В., Трофимчук А. К, Яновская Э.Я. Сорбция палладия кремнеземом, химически модифицированном N-аллил-N'-пропилтиомочевинной с последующим спектрометрическим определением // Журнал аналитической химии 1999.- Т. 54.- №12.- С. 1254-1258.
2. Лосев В. Н. Бахтина М. П., Комозин И. Н. Сорбция рутения на кремнеземах, химически модифицированных производными тиомочевины // Журнал неорганической химии 1999.- Т44.- №11.- С. 1935 -1939.
3. Лосев В.Н. Кремнеземы, химически модифицированные серосодержащими группами, для концентрирования, разделения и определения благородных и цветных металлов: Автореф. дис. д-ра. хим.наук.-Т.: 2007.- 42 С.
4. triskem-international: official site. URL: <https://www.triskem-international.com/resins-and-accessories.php> / (дата обращения 10.03.2025)

АНАЛИТИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ПРОЦЕССОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Кудрина Ю.В.

*ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Красноярский край, Железногорск, ул. Ленина, д. 53,
e-mail: YVKudrina@rosatom.ru*

Переработка облученного ядерного топлива энергетических реакторов ВВЭР-1000 на ФГУП ГХК в настоящее время реализована на ОДЦ ЗРТ. В качестве товарной продукции ЗРТ будут нарабатываться уран и плутоний в виде уранилнитрата низкого обогащения и диоксида плутония, которые планируется использовать для производства МОКС- и РЕМИКС-топлива. В результате фракционирования высокоактивного рафината будут нарабатываться препараты цезия, стронция, нептуния, америция и кюрия.

Для аналитического сопровождения переработки ОЯТ в непосредственной близости от производства была создана лаборатория. Кроме контроля качества товарной продукции, лаборатория решает ряд других задач: входной анализ сырья и материалов, аналитическое сопровождение процессов переработки ОЯТ и научно-исследовательских работ, а также проведение измерений для целей учета и контроля ЯМ, РВ и РАО.

Для решения поставленных задач требуется оперативно выполнять измерения массовой концентрации, активности и изотопного состава большого числа элементов и компонентов в пробах различного состава и происхождения. Измерения проводятся в соответствии с аттестованными МВИ. Парк оборудования представлен современными приборами аналитического контроля, что позволяет для определения большинства определяемых компонентов использовать несколько альтернативных методов измерений.

Анализ активных продуктов возможен только в условиях радиационно-защитных боксов и камер. Поэтому одно из важных направлений деятельности лаборатории – адаптация стандартных средств измерения и вспомогательного оборудования к боксам и камерам. При этом части оборудования, контактирующие с объектом измерений, расположены внутри боксов, а блоки управления приборами находятся в операторской. Такой подход обеспечивает нераспространение радиоактивных веществ и снижение дозовой нагрузки на персонал.

Развитие лаборатории связано с автоматизацией процессов пробоподготовки и измерений, применения более производительного оборудования, внедрения более экспрессных методов анализа, снижения величины погрешности измерений, перевод в он-лайн контроль проб высокоактивных технологических продуктов.

НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННЫЙ АНАЛИЗ НА УСТАНОВКЕ ИХ ДВО РАН: ОПТИМИЗАЦИЯ МЕТОДА И ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ К ЗАДАЧАМ ПЕРЕОЦЕНКИ МИНЕРАЛЬНОГО СЫРЬЯ

Маркин Н.С., Иванников С.И., Железнов В.В., Земскова Л.А.

*Институт химии Дальневосточного отделения Российской Академии Наук,
690022, г. Владивосток, пр-т 100-летия Владивостоку, 159
e-mail: markkin.ns@gmail.com*

В работе представлены результаты оптимизации метода ИНАА с использованием установки на базе радионуклидного источника нейтронов ^{252}Cf под задачи определения редких, рассеянных и редкоземельных металлов в минеральном сырье различного состава, включая определение аналита в матрицах с высокими сечениями поглощения/рассеяния нейтронов. Нами были получены следующие результаты:

На примере анализа графитоносных метаморфических пород Дальнего Востока РФ показано отсутствие влияния факторов гранулометрического состава образца и его плотности на достоверность количественного определения Sc, La, Sm, Eu, Dy. Показана высокая сходимость результатов ИНАА ИХ ДВО РАН с реакторным исполнением ИНАА (ВВР-М ПИЯФ им. Б.П. Константинова) [1].

На примере анализа урансодержащих матриц различного состава предложен метод учета сечения поглощения нейтронов микропримесями с высоким сечением поглощения нейтронов и метод учета эффектов самоослабления мягкой линий (74.9 кэВ) дочернего продукта используемой реакции $^{238}\text{U}(n,\gamma)^{239}\text{U}$. На примере черносланцевых пород показана сходимость результатов определения ^{238}U методами ИНАА и прямого γ -спектрального анализа [2].

Установлено, что помимо микро- и макросоставов образцов, на достоверность определения аналитов оказывает соотношение тепловых и резонансных нейтронов в зоне активации и особенности энергетической зависимости реакций радиационного захвата нейтронов ядрами мишени. Предложен метод учета рассматриваемой зависимости путем введения индивидуальных для каждого элемента нормировочных коэффициентов. Выполнена верификация метода с использованием стандартных образцов горных пород. Показана высокая сходимость результатов ИНАА с сертифицированным содержанием в широком диапазоне концентраций целевых элементов для La, Sm, Eu, Sc, Au, As, Sb, Mn, Na.

На примере хвостов обогащения золота Балеysкой золотоизвлекательной фабрики №2 показана высокая сходимость результатов ИНАА ИХ ДВО РАН с результатами ИНАА установки ИРЕН ЛНФ ОИЯИ. Подтверждена существенная недооценка запасов Au в хвостах.

На примере отходов оловорудного производства и золошлаковых отходов Приморского края показана высокая применимость метода ИНАА на базе ^{252}Cf к задачам контроля содержания Sc, In, W на отдельных этапах обогащения, включая анализ мономинеральных концентратов аналитов, и отдельных стадиях химического передела руд [3].

Литература

1. Иванников С. И., Иванов В.В., Маркин Н.С., Руслан А.В., Земскова Л.А. Заводская лаборатория. Диагностика материалов, 2024, 90 (4), 19-30.
2. Ivannikov S., Markin N., Golub A., Zheleznov V. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2023, 332 (9), 3753-3761.
3. Zvereva V., Ivannikov S., Lysenko A. Radiochimica Acta, 2025.

Работа выполнена в рамках государственного задания ФГБУН Института химии ДВО РАН (№ FWFN-2025-0002).

ОПЫТ СОЗДАНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИИ ВНУТРИКАМЕРНЫХ МАНИПУЛЯТОРОВ И МОБИЛЬНЫХ РОБОТОТЕХНИЧЕСКИХ КОМПЛЕКСОВ

Войнов И.В., Морозов Б.А., Носиков М.В.

Общество с ограниченной ответственностью Научно-производственная компания «Калибр», 456320, Челябинская область, Миасс, улица Богдана Хмельницкого 64, e-mail: info@npkcalibr.ru

Радиационно-стойкие электромеханические манипуляторы обеспечивают перемещение технологической тары с радиоактивными материалами и оборудования внутри герметичных камер в соответствии с технологическим процессом.



Рисунок 1. Внутрикамерный манипулятор МР-67

Мобильные робототехнические комплексы предназначены для проведения аварийно-спасательных и ремонтно-восстановительных работ как внутри помещений, так и на открытой местности с радиоактивным заражением.



Рисунок 2. Мобильный робототехнический комплекс МРК-65

Литература

1. Войнов И.В., Круглов И.Ф., Морозов Б.А., Носиков М.В. Манипуляционная система для герметичных камер. Патент РФ № 209596 U1, 2021.
2. Войнов И.В., Носиков М.В., Морозов Б.А. Мобильный робототехнический комплекс МРК-65 для работ на объектах атомной промышленности, 2022, г. Санкт-Петербург, Сборник трудов 33-й научно-технической конференции «Экстремальная робототехника», с. 445-451.

Работы выполнены по заказам предприятий и организаций ГК «Росатом» по договорам на выполнение НИОКР и договорам поставки.

**ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ДЕНСИТОМЕТРИИ
С К-КРАЕМ ПОГЛОЩЕНИЯ ДЛЯ КОНТРОЛЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ
ПРОЦЕССОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ НА ФГУП «ГХК»**

Терских И.С.

*ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Красноярский край, Железногорск, ул. Ленина, д. 53,
e-mail: sibghk@rosatom.ru*

Определение массовой концентрации урана и плутония во всех технологических продуктах переработки – одна из важнейших задач Аналитической лаборатории ОДЦ. Для этих целей применяются различные физико-химические методы. Общим недостатком применяемых методов является необходимость предварительной подготовки проб к анализу – отделение мешающих компонентов, разбавление, проведение специфических химических превращений. Все это делает анализ длительным и приводит к увеличению погрешности результата измерения. Денситометрия позволяет выполнять измерение массовой концентрации некоторых тяжелых элементов в широком диапазоне концентраций без дополнительной пробоподготовки, ее использование позволяет выполнять измерения с минимальной погрешностью, что важно для учета и контроля ядерных материалов, а отсутствие необходимости в дополнительной подготовке пробы открывает перспективы встраивания оборудования в технологические линии для он-лайн контроля процессов переработки ОЯТ.

Денситометрия – измерение плотности материала путем определения степени ослабления этим материалом электромагнитной энергии. Электромагнитное излучение взаимодействует с электронами атома, поэтому метод не чувствителен к изотопному составу, но позволяет определять концентрацию элементов.

Гибридный денситометр предназначен для элементного анализа жидких или твердых проб. Принцип работы установки основывается на одновременной работе двух рентгеновских методик: денситометрии на К-крае поглощения (KED) и рентгенофлуоресцентного анализа (К-РФА, XRF). Установка предназначена для одновременной идентификации и количественного определения нескольких тяжелых элементов в гомогенных жидких или твердых образцах. Анализ по К-краю поглощения и РФА анализ могут выполняться одновременно или по отдельности.

KED-измерения по К-краю могут выполняться для одноэлементных образцов (типа Th, U или Pu) и для пар двух элементов, таких как Th/U и U/Pu. Сильно коллимированный пучок из рентгеновской трубки проходит сквозь ампулу с образцом. На специфическом для конкретного элемента К-крае поглощения ослабление резко изменяется, если в образце присутствует данный элемент. Энергия, при которой происходит этот скачок, однозначно определяет элемент, а высота этого скачка является мерой концентрации элемента в образце.

Для анализа твердых образцов высокой плотности или жидких образцов с низкой концентрацией анализируемого элемента более предпочтительным режимом анализа является РФА-измерение. Образцы, содержащие несколько тяжелых элементов, могут измеряться в комбинированном режиме плотнометрии по К-краю и РФА. В этом режиме XRF-канал определяет элементные отношения, а KED-измерение по К-краю служит основой для определения абсолютных концентраций.

ИЗУЧЕНИЕ КИНЕТИКИ ЭКСТРАКЦИИ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ МЕТАЛЛОВ ИЗ КИСЛЫХ И КАРБОНАТНЫХ СРЕД МЕТОДАМИ ИК НПВО И ЯЧЕЙКИ ЛЬЮИСА

**Александров Т.С.^{а,б}, Караван М.Д.^{а,б}, Бабитова Е.С.^{а,б},
Бречалов А.А.^{а,б}, Смирнов И.В.^{а,б}**

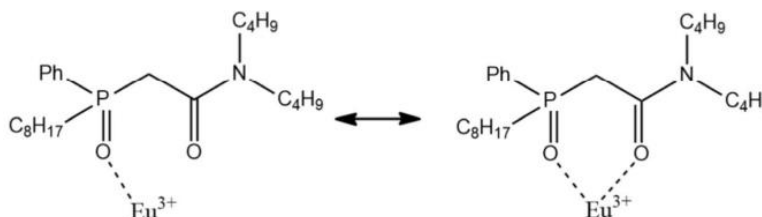
^а Санкт-Петербургский государственный университет,
198504, Санкт-Петербург, Университетский пр. 26

^б Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, 194021, Санкт-Петербург, 2-й Мурунский пр. 28
e-mail: st077084@student.spbu.ru

Экстракционные процессы играют ключевую роль в переработке отработавшего ядерного топлива и жидких высокоактивных отходов. Исследование кинетики экстракции особенно важно для разработки эффективных методов выделения и разделения трансплутониевых и редкоземельных элементов, а также для оптимизации экстракционного оборудования [1].

Целью данной работы являлось изучить кинетику экстракции Eu^{3+} из кислых сред и Y^{3+} из карбонатных растворов моно- и полифункциональными лигандами (фосфиноксидами, карбамоилфосфиноксидами, дифосфиндиоксидами, оксихинолином) с использованием диффузионной ячейки Льюиса [2] и разработанным нами методом ИК НПВО [3].

Показано, что на скорость процесса экстракции могут оказывать влияние диффузия сольватов «металл - экстрагент» в растворе экстрагента до поверхности НПВО, механизм образования сольватов и природа экстрагента. Экспериментально показано, что в системах с полифункциональными экстрагентами происходит ступенчатое образование хелатного комплекса во времени:



В системе « Eu^{3+} – октил(фенил)-N,N-диизобутилкарбамоилметилфосфиноксид (КМФО)» это было подтверждено методом калориметрического титрования.

Литература

1. Carolan J. Separation of actinides from spent nuclear fuel: A review //Journal of hazardous materials. – 2016. – Т. 318. – С. 266-281.
2. El-Hefny N. E. Kinetics and mechanism of extraction and stripping of neodymium using a Lewis cell //Chemical Engineering and Processing: Process Intensification. – 2007. – Т. 46.– С. 623-629.
3. Smirnov I. V. et al. Kinetics study of fission products' extraction with attenuated total internal reflection IR spectroscopy //Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2025. – С. 1-11.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (проект № 24-63-00006), <https://rscf.ru/project/24-63-00006/>.

Авторы работы выражают благодарность Научному парку Санкт-Петербургского государственного университета (ресурсным центрам «Методы анализа состава вещества», «Термогравиметрические и калориметрические методы исследования»).

**ВЛИЯНИЕ УГЛЕВОДОРОДНОГО РАЗБАВИТЕЛЯ НА РАДИОЛИТИЧЕСКОЕ
АЛКИЛИРОВАНИЕ И ДЕАЛКИЛИРОВАНИЕ ТРИБУТИЛФОСФАТА****Белова М.М., Пономарев А.В.**

*ИФХЭ РАН, Россия 119071, г. Москва, Ленинский проспект, д.31, корп. 4;
e-mail: mariabelova00@icloud.com*

Радиолитическая деградация три-н-бутилфосфата (ТБФ), используемого в качестве экстрагента в переработке отработавшего ядерного топлива, вызывает пристальное внимание поскольку продукты его разложения напрямую влияют на селективность экстракции и долговечность экстракционной системы. В качестве разбавителя обычно используются разветвленные или линейные алканы, радиолиз которых может порождать широкий ассортимент алкильных радикалов. Прогнозирование спектра алкильных радикалов и, соответственно, алкил-производных ТБФ особенно затруднительно при использовании многокомпонентных смесевых разбавителей.

В связи с этим целью работы являлось исследование состава и выходы продуктов, образуемых в радиолитических реакциях ТБФ (30 об.%) в углеводородных растворителях от гексана (C₆) до пентадекана (C₁₅).

Были исследованы растворы ТБФ в углеводородных разбавителях, облученные до доз 75 и 150 кГр. Продукты радиолиза идентифицировались методом газовой хроматографии и масс-спектрометрии.

Обнаружено, что доминирующим продуктом является дибутилфосфат (ДБФ). Это свидетельствует, что наиболее конкурентоспособным радиолитическим процессом является разрыв О–С связи. Однако наибольшее разнообразие продуктов, в том числе образование более тяжелых радиолитических продуктов, обусловлено разрывами связей Р–О и С–Н в бутильной группе. К ним относятся алкилфосфонаты и алкилфосфаты различного состава, а также димеры ТБФ. Разрывы связей Р–О и С–Н обеспечивают наибольшую зависимость состава продуктов от углеводородного разбавителя. Суммарный выход радиолитических продуктов снижается с ростом длины углеродного скелета разбавляющего алкана, однако разнообразие продуктов параллельно увеличивается. Разветвленная структура разбавляющего алкана способствует образованию более легкокипящих продуктов и меньшему выходу продуктов рекомбинации радиолитических радикалов разбавителя и ТБФ.

Часть процессов деградации ТБФ обусловлена распадом возбужденных молекул и ионов ТБФ, однако в алкановых растворах высокую вероятность имеют разрывы С–Н связей в ТБФ, обусловленные реакциями Н-абстракции с участием Н, метила, Р- и О-центрированных радикалов.

Общий выход деградации ТБФ в алкане составляет около 0.25 мкмоль/Дж. В свою очередь, выход образования ДБФ составляет около 0.15 мкмоль/Дж (в расчете на дозу, поглощенную ТБФ). В алкановом растворе 30% ТБФ эти выходы соответственно приближаются к 0.075 и 0.045 мкмоль/Дж. Т.е. почти 1/3 деградации ТБФ (выход 0.03) приводит к другим продуктам. Наличие бутильных групп в ТБФ предопределяет возможность радиолитического отщепления Н с образованием радикального центра в молекуле ТБФ. Эти интермедиаты наиболее реакционноспособны по отношению к радикалам, возникающим из растворителя.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации

ПОДБОР СОСТАВА СЦИНТИЛЛЯЦИОННОГО КОКТЕЙЛЯ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ АКТИВНОСТИ МЯГКИХ β -ИЗЛУЧАТЕЛЕЙ

Вораксо И.А., Козлов П.П., Чеботов А.Ю., Растунова И.Л., Тюпина Е.А.

*РХТУ им. Д. И. Менделеева, 125047, Москва, Миусская площадь, 9,
e-mail: vorakso.i.a@muctr.ru*

В настоящее время актуальной задачей является контроль содержания трития в окружающей среде, повышение содержания которого, главным образом, связано с авариями на атомных электростанциях (АЭС) или испытаниями ядерного оружия [1]. Наиболее ярким примером является сброс в Тихий океан воды, использованной для охлаждения повреждённых реакторов АЭС «Фукусима-1», отличающейся высоким содержанием ^3H [1]. Данный изотоп водорода несёт серьёзную радиологическую опасность за счёт способности мигрировать по пищевым цепочкам [1].

Одним из применений ^3H в исследовательских целях является его использование в качестве химически инертного трассера в форме НТО при определении эффективной пористости барьерных материалов для пунктов захоронения радиоактивных отходов методом сквозной диффузии [2]. Поскольку при распаде трития образуются β -частицы со средней и максимальной энергией 5,7 и 18,6 кэВ соответственно, то это делает тритий одним из наиболее труднорегируемых радионуклидов [1]. С данной точки зрения, методом наиболее эффективным для регистрации ^3H является жидкостная сцинтилляционная спектрометрия (ЖСС) [1]. Однако, применение данного метода ограничено высокой стоимостью основного расходного материала – сцинтилляционного коктейля (СК) промышленного производства. Целью данной работы является подбор состава СК для определения активности на примере трития, как мягкого β -излучателя с одной из самых низких энергий распада.

Работы велись с минимально значимыми удельными активностями ^3H ($< 1 \cdot 10^6$ Бк/г) [3] при использовании двух изготовленных в лаборатории составов СК: (1) растворитель – диоксан; первичный сцинтиллятор – п-терфенил; вторичный сцинтиллятор – ПОПОП (1,4-ди-(5-фенил-2-оксазол)бензол); (2) растворитель – п-ксилол; первичный сцинтиллятор – ППО (2,5-дифенилоксазол); вторичный сцинтиллятор – ПОПОП; ПАВ – Tween-80; соПАВ – этанол. Для сравнения с промышленными составами использовался СК ULTIMA GOLD®. Определение активности стандартных растворов с содержанием НТО порядка $1 \cdot 10^{-1}$ – $1 \cdot 10^4$ Бк/мл производилось при помощи низкофоновых жидкостных α, β -радиометров Perkin Elmer TriCarb 2810 TR и HYDEX 300SL в полипропиленовых виалах. Соотношение объёмов СК и анализируемой пробы воды составило от 4,5:0,5 до 8:0,5.

По результатам проведённых работ ошибка измерений содержания ^3H с помощью СК собственного приготовления относительно ULTIMA GOLD® не превысила 10% что подтверждает высокую воспроизводимость полученных данных при их использовании. При этом эффективность регистрации излучения при использовании коммерческого СК выше: 40% против 24% на Perkin Elmer TriCarb 2810 TR и 29% против 22% на HYDEX 300SL, соответственно, в исследуемых интервалах удельной активности метки НТО в анализируемых пробах воды. Таким образом, на основании выполненной работы установлено, что подобранный состав СК может быть использован для определения активности мягких β -излучателей на примере ^3H .

Литература

1. Parker A.J., Aspinall M.D., et al. *Progress in Nuclear Energy*, 2023, **162**, 104733.
2. García-Gutiérrez M., Cormenzana J.L. et al. *Appl. Clay Sci.*, 2004, **26(1-4)**, 65-73.
3. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. *СанПиН 2.6.1.2523-09*.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СТЕПЕНИ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ВОССТАНОВЛЕНИЯ МОДЕЛЬНОГО ОЯТ НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА УРАНА, СОДЕРЖАЩЕГО ОКСИДЫ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Зотова Э.Л., Шишкин А.В., Муллабаев А.Р., Зайков Ю.П.

*Институт высокотемпературной электрохимии Уральского отделения Российской
Академии Наук, 620066, Екатеринбург, Академическая 20,
e-mail: Zotova@ihre.ru*

В настоящее время в России разрабатывается пирохимическая технология переработки ОЯТ в расплавленных солях. Одной из основных операций разрабатываемой технологии переработки ОЯТ является электролитическое восстановление окисленного ОЯТ в расплаве $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$.

Целью данной работы являлось определение степени восстановления диоксида урана до металлического урана в модельном ОЯТ с добавками оксидов РЗЭ (La_2O_3 , Nd_2O_3 , CeO_2).

Оксидные таблетки UO_2 с добавками по 1 мас.% La_2O_3 , CeO_2 и Nd_2O_3 электрохимически восстанавливали в расплаве $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ при 650°C с использованием инертного анода $\text{NiO-Li}_2\text{O}$ [1]. Восстановленные таблетки очищали от электролита методом высокотемпературной вакуумной отгонки. Степень восстановления UO_2 до металлического урана (отношение массовой доли U к сумме массовых долей U и UO_2) в системе U- UO_2 в работе [2] определяли методом восстановительного плавления, который позволяет измерить количество общего кислорода в образце, соответствующее UO_2 . При добавлении оксидов РЗЭ в состав таблеток определить количество кислорода, приходящееся на UO_2 , становится затруднительно, поэтому для анализа многокомпонентных образцов была разработана методика определения массовых долей металлического урана, UO_2 , а также общего содержания РЗЭ.

Разработанная методика заключается в растворении навески восстановленного образца в смеси брома с этилацетатом (массовое соотношение $\text{Br}_2:\text{EtOAc}$, равное 2:3) в присутствии MgO при 20°C в течение 2,5 часов, что позволяет селективно растворить металлический уран, оставив невосстановленную оксидную фазу в осадке. Раствор от осадка отделяли центрифугированием (5000 об/мин) с последующей декантацией фугата. Органический раствор упаривали до влажных солей, добавляли HNO_3 для удаления Br_2 и разложения органических соединений. Оксидный осадок растворяли в смеси (1:2 по объему) 7 М HNO_3 и 6 М HCl . Полученные растворы анализировали на содержание урана и РЗЭ методом ICP OES на приборе Optima 4300 DV (Perkin Elmer, США). Спектральные влияния урана на аналитические линии РЗЭ устраняли с использованием межэлементной коррекции спектров (IES).

Анализ электрохимически восстановленного модельного ОЯТ на основе UO_2 с добавками оксидов РЗЭ (La_2O_3 , Nd_2O_3 , CeO_2) по разработанной методике показал, что степень восстановления UO_2 до металлического урана составляет от 98 до 99% в зависимости от количества пропущенного электричества. При этом La_2O_3 и Nd_2O_3 в условиях экспериментов не восстанавливаются, а CeO_2 восстанавливается до Ce_2O_3 .

Литература

1. A.R. Mullabaev, V.A. Kovrov, A.S. Kholkina, Yu.P. Zaikov, Anode processes on Pt and ceramic anodes in chloride and oxide-chloride melts // Nuclear Engineering and Technology. 2022. V. 54(3), p. 965-974.
2. Alexey V. Shishkin, Vladimir Yu. Shishkin, Aleksandr A. Pankratov, Anna A. Burdina and Yuriy P. Zaikov. Electrochemical Reduction of La_2O_3 , Nd_2O_3 , and CeO_2 in $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ Melt // Materials. 2022. V.15, p. 3963.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СТЕПЕНИ “МЕТАЛЛИЗАЦИИ” В ПРОДУКТАХ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ВОССТАНОВЛЕНИЯ МЯТ

Масленникова А.А., Зотова Э.Л., Шишкин А.В., Зайков Ю.П.

*Институт высокотемпературной электрохимии Уральского отделения Российской
Академии Наук, 620066, Екатеринбург, Академическая 20,
e-mail: a.maslennikova@ihte.ru*

Измерение содержания кислорода в оксидных продуктах МЯТ после электрохимического восстановления (металлизации) в расплаве $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ необходимо для определения степени восстановления диоксида урана и оксидов РЗМ, являющейся важным технологическим параметром, характеризующим полноту протекания процесса.

Для определения степени восстановления диоксида урана, что выражается в отношении массовой доли восстановленного урана к массовой доле общего урана и содержания РЗЭ в образце используется комбинация двух методов анализа - “бромного” метода¹, основанного на селективном растворении металлического урана в растворе бромэтилацетата, и метода восстановительного плавления в потоке инертного газа. “Бромный” метод позволяет определить степень восстановления по результатам количественного анализа урана в растворе, а также содержание РЗЭ, а метод восстановительного плавления позволяет определить общее содержание кислорода в образцах, что в свою очередь, в комбинации с “бромным” методом позволяет рассчитать количество кислорода, которое приходится на РЗМ.

Для исследования были приготовлены модельные смеси с использованием металлического урана ТУ 95 2054-2003 с чистотой не менее 99,5 мас.% и порошков оксидов РЗМ Nd_2O_3 и CeO_2 , с содержанием основного вещества не менее 99,99 мас.%. В некоторые смеси был добавлен палладий металлический. Приготовление образцов и их пробоподготовка проводились в перчаточном боксе с инертной атмосферой с содержанием O_2 и H_2O не более 10 и 1 ppm соответственно.

Определение кислорода методом восстановительного плавления в исследуемых смесях осуществляли с использованием анализатора газов Метавак-АК. Предварительно был проведен термодинамический анализ возможных реакций для проведения восстановительного плавления оксидов урана и РЗМ в графитовом тигле, на основании которого определили оптимальные температурные условия анализа. Также были подобран материал металлической капсулы и плавня.

Применение комбинации двух аналитических методов обеспечивает воспроизводимые результаты по содержанию кислорода в исследуемых модельных смесях². Экспериментальные данные согласуются с теоретическими значениями, рассчитанными на основе известного количественного состава исследуемых образцов³. Полученные результаты позволяют получить значения степени “металлизации” в продуктах электрохимического восстановления МЯТ.

Литература

1. Park T. H. // Radioanal. Nucl. Chem. 2018. 316, C.1253
2. Burdina A. A. // AIP Conf. Proc. 2020. Т. 2313. №1. С. 050007.
3. Shishkin A. V. // Materials. 2022. Т. 15, №11. С. 3963.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИНИЯ-227 В ТЕХНОГЕННЫХ КОНЦЕНТРАТАХ

**Семенищев В.С., Буньков Г.М., Кириллов С.В., Кириллов Е.В., Исмурзинов М.Н.,
Гурбанов М.Э., Космычёв А.С.**

*Уральский федеральный университет им. первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, д. 19,
e-mail: vovius82@mail.ru*

Препарат Xofigo (радия-223 дихлорид) альфа-излучатель для терапии онкозаболеваний, одобренный к применению в России. Его производят из генераторов на основе материнского Ас-227. В свою очередь, производство Ас-227 возможно путем облучения Ra-226 в ядерном реакторе, либо выделением природного изотопа из урансодержащих руд. В обоих случаях требуется соответствующая аналитическая база, при этом наибольшую трудность представляет собой определение активностей самого Ас-227. Трудность заключается в том, что Ас-227 – практически чистый низкоэнергетический ($E_{\max} = 45$ кэВ) бета-излучатель с крайне низким выходом гамма-излучения 28,6 кэВ и 36,9 кэВ. Также имеется канал альфа-распада (4,49 МэВ) с выходом всего 1,38%. Наиболее рациональным способом представляется косвенное измерение актиния-227 по его дочерним продуктам распада – Th-227, Ra-223 – альфа-излучателям с хорошими гамма-линиями, но проблемой является необходимость выдержки до равновесия в течение 4 – 6 месяцев.

Для решения этой проблемы на основе формулы Бейтмана была построена математическая модель, при помощи которой на базе программы MathCad можно аппроксимировать функциональной зависимостью экспериментальные данные активности радия-223, а также рассчитывать активность актиния-227 в пробе, не дожидаясь его равновесия с дочерними радионуклидами. Приемлемая погрешность в 3% достигается при аппроксимации экспериментальных данных, полученных в течение двух недель (6 – 9 измерений). Показано, что данная модель неприменима для обработки результатов измерений проб, близких к радиоактивному равновесию, т.к. в таком случае у экспериментальных точек нет явной функциональной зависимости от времени, и большой вклад вносит случайная погрешность измерений скорости счета радионуклидов.

Установлено, что альфа-спектрометрия потенциально представляет интерес для определения Ас-227, особенно в случае сильно неравновесных проб с активностью Ас-227 от 100 Бк/мл, но для этого необходимо проработать схему его очистки от Ra-223 и Th-227.

Экспериментально показана возможность непосредственного определения Ас-227 в растворах методом масс-спектрометрии. Теоретически обосновано практически полное отсутствие спектральных помех для Ас-227 за исключением дочернего Th-227, вклад которого для равновесных проб составляет 0,236% от массы Ас-227. Для масс-спектрометра построена градуировка по Ас-227. Правильность показаний прибора проверена путем измерения проб с известным содержанием Ас-227. Показано, что предел обнаружения актиния на ICP-MS составляет порядка единиц Бк/мл.

Показана потенциальная возможность определения Ас-227 и его ДПР с помощью жидкостной сцинтилляционной спектрометрии. Была получена библиотека спектров образца Ra-223 в равновесии с его короткоживущими ДПР. В дальнейшем предполагается добавление в библиотеку ЖСС радионуклидов актиния-227 и тория-227. Пополнение библиотеки позволяет проводить необходимые измерения внесённых радионуклидов как по отдельности, так и в случае, когда они все находятся в одной пробе. Для создания такой библиотеки будет необходимо разработать процедуру очистки Ас-227 и Th-227 друг от друга и от Ra-223.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА В ПРИСУТСТВИИ БЕНТОНИТА

Соболев Д.А., Болдырев К.А., Свительман В.С., Савельева Е.А.

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии Наук,
115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52,
e-mail: sobolev@ibrae.ac.ru*

Моделирование процессов деградации матрицы отходов является обязательной составляющей численной оценки долговременной безопасности пунктов захоронения высокоактивных радиоактивных отходов (ВАО). В настоящее время боросиликатное стекло является перспективным иммобилизирующим материалом для ВАО благодаря своей химической стойкости. В данной работе представлена численная модель выщелачивания боросиликатной стекломатрицы в присутствии бентонита, учитывающая кинетику выщелачивания матрицы и ингибирование скорости выщелачивания вторичными продуктами трансформации стекломатрицы, а также скорость трансформации фаз бентонита и сорбционные процессы. Моделирование проводилось с помощью расчетного кода PhreeqC [1].

Используется следующее уравнение кинетики выщелачивания стекломатрицы:

$$\text{Скорость} = S \times [H^+]^{-0,4} \times k \times e^{(-E_a/RT)} \times \left(1 - IAP_{SiO_2 am.} / Ks_{SiO_2 am.}\right) \times 1 / \left[1 + k_1 \sum_i C_i (\text{«вт. ф.»})\right]^{k_2},$$

где S – площадь контакта в m^2 ; k – константа скорости реакции выщелачивания; k_1, k_2 – аппроксимирующие коэффициенты, IAP/Ks – отношение текущих концентраций ионов, определяющих растворение фазы, к концентрациям при насыщении, C_i («вт. ф.») – содержание i -й вторичной фазы.

Для модельного состава боросиликатного стекла были использованы данные из работы [2], в которой проводилось экспериментальное исследование выщелачивания боросиликатных матриц в контакте с бентонитом. Для параметризации модели был использован расчетный код MOUSE [3]. Модель показывает хорошую сходимость между экспериментальными и расчетными данными (рис. 1).

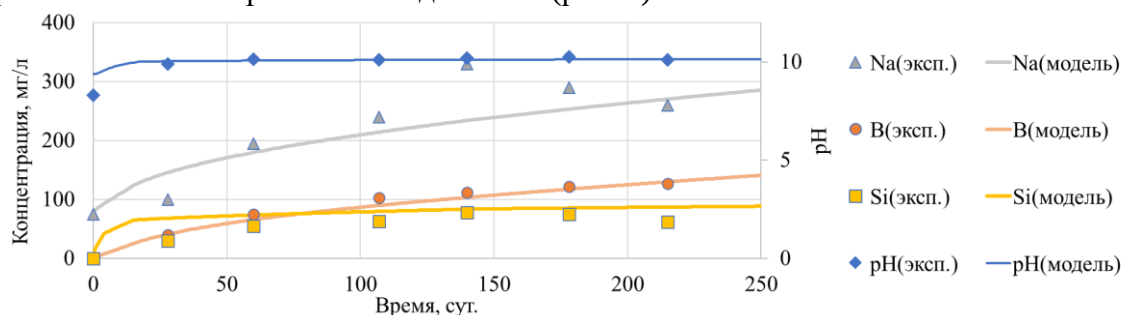


Рисунок 1. Сопоставление модельных и экспериментальных данных

Литература

1. Parkhurst D. L. et al. Description of input and examples for PHREEQC version 3. – 2013. – Vol. 6. – № A43. – P. 497
2. Мартынов К. В., Андрющенко Н. Д., Некрасов А. Н., Захарова Е. В. Синтез и выщелачивание боросодержащих стекол для РАО в условиях глубинного захоронения // Радиоактивные отходы. 2023. – Т.3. – № 24. – С. 44–64.
3. Svitelman V. et al. MOUSE software package: challenges and experience of fitting uncertainty management into long-term safety assessment puzzle // Nuclear Engineering and Technology. – 2025. – Vol.57. – №10. – P. 103721.

ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ ОТРАБОТАННОГО СОРБЕНТА ИЗ АДСОРБЦИОННЫХ КОЛОНН ЙОДНОЙ ОЧИСТКИ ЗАВОДА РТ ФГУП «ПО «МАЯК»»**Чухланцева Е.В., Степанова О.В.**

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк», пр. Ленина, 31, г. Озерск, Челябинская обл., Россия, 456784
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Общепринятой концепцией обращения с ^{129}I является его максимальное удаление газовую фазу на этапе резки и растворения облученных тепловыделяющих сборок, с последующим извлечением из газового потока на серебросодержащем неорганическом сорбенте. Уловленный ^{129}I хранят непосредственно на сорбенте после выработки его ресурса. Такая форма отходов не соответствует критериям приемлемости для захоронения, установленным требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, в связи с низкой механической прочностью матрицы химического соединения йода с серебром в поглотителе. Для рационального и обоснованного выбора технологических решений по приведению йодсодержащих отходов к установленным критериям необходима их предварительная точная характеристика.

С этой целью провели химический и радиохимический анализ отработанных йодсодержащих сорбентов, накопленных на ФГУП «ПО «Маяк». Процедура анализа включала отбор навески пробы (от 4 до 7 точечных проб для каждой адсорбционной колонны, отобранных по высоте с помощью специальных пробоотборных устройств, плюс усредненная проба), ее растворение, выполнение измерений и вычисление результата анализа с учетом коэффициента разбавления и массы навески.

Измерили массовые доли макрокомпонентов сорбентов (Al , Ag , NO_3^- , общий I) и сопутствующих примесей (F^- , Cl^- и SO_4^{2-}), суммарные удельные альфа- и бета-активности, удельную активность долгоживущих альфа- и бета-излучающих радионуклидов, обнаружение которых было аналитически возможным (^{99}Tc , изотопы U и Pu , ^{241}Am), а также основных дозообразующих радионуклидов (^{129}I , ^{137}Cs и ^{90}Sr). Для анализа применяли действующие на ФГУП «ПО «Маяк» аттестованные методики определения. Для Al , ^{99}Tc , изотопов U и Pu в качестве метода анализа использовали масс-спектрометрию с индуктивно-связанной плазмой, для NO_3^- , F^- , Cl^- и SO_4^{2-} – ионную хроматографию, для ^{137}Cs , ^{241}Am – гамма-спектрометрический метод, для ^{129}I – рентгено-гамма-спектрометрию, для суммарного I – йодметрическое окислительно-восстановительное титрование, для ^{90}Sr – бета-спектрометрию, для Ag – титриметрию.

Анализ точечных проб показал равномерное распределение Al , Ag , NO_3^- , ^{129}I по высоте столба сорбента внутри каждой колонны. ^{137}Cs и ^{90}Sr распределены неравномерно. Массовая доля F^- , Cl^- во всех образцах сорбентов не превысила 0,1 %, SO_4^{2-} в следовых количествах обнаружили в образцах нескольких колонн. Содержания суммарного I в сорбентах колонн сопоставимы между собой. Содержание ^{99}Tc , изотопов U и Pu , ^{241}Am в отработанных сорбентах крайне мало, поэтому при моделировании инженерных барьеров безопасности и оценке безопасности захоронения отработанных сорбентов необходимо в первую очередь руководствоваться содержанием в них ^{129}I , активность которого в отработанных сорбентах на несколько порядков выше.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА СТЕКОЛ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ
РАО МЕТОДОМ РЕНТГЕНОФЛУОРЕСЦЕНТНОГО АНАЛИЗА
В ТВЕРДОЙ МАТРИЦЕ С ПРЕДВАРИТЕЛЬНОЙ ПРОБОПОДГОТОВКОЙ
МЕТОДАМИ ПРЕССОВАНИЯ ИЛИ СПЛАВЛЕНИЯ**

**Чухланцева Е.В., Брайчун Е.С.,
Ромадова С.И., Пичугова О.Д., Беланова Е.А.**

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение
«Маяк» Россия, 456780, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

На ФГУП «ПО «Маяк» накоплено и ежегодно образуется значительное количество РАО 1 класса – включенные в алюмофосфатные стекла ВАО. В дальнейшем данные отходы должны быть переданы в ПГЗРО, для создания и долговременной безопасной эксплуатации которого необходима детальная их характеристика, включающая исследование элементного состава. Рентгенофлуоресцентный метод анализа дает возможность измерения твердых образцов в диапазоне концентраций элементов от 10^{-4} % до 100 %.

Для оценки возможности применения данного метода при характеристике стекол были подготовлены 9 модельных стекол, переведенных в категорию аттестованных объектов, имитирующих реальные алюмофосфатные стекла с ВАО. В модельных стеклах содержалось 18 различных элементов в диапазоне массовых концентраций от матричных (Na, Al, P) до следовых количеств примесных (B, Sr, Y, Zr, Mo, Cs, Ba, La, Ce, Nd, Cr, Fe, Co, Ni, Ca).

Подготовка образцов к измерениям проводилась двумя методами: сплавления или прессования. Методом сплавления были получены монолитные цилиндры диаметром 10 мм. Методом прессования подготовили образцы-излучатели на подложке из борной кислоты диаметром 40 мм.

Измерения проводились на рентгенофлуоресцентном волнодисперсионном спектрометре последовательного типа. На первом этапе исследований образцы были измерены с использованием нестандартного расчетного метода анализа. Исходя из полученных данных, для каждого элемента были подобраны параметры измерений: аналитические линии, способ учета фона, напряжение и сила тока при измерении, кристалл-анализатор, коллиматор. При заданных параметрах в программе были созданы методы измерения на основании градуировочных зависимостей для сплавленных и прессованных образцов.

Случайная составляющая относительной погрешности определения массовой доли элементов в оксидной форме в алюмофосфатных стеклах при использовании метода сплавления находится в пределах от 0,7 % до 2,9 %, при использовании метода прессования в пределах от 0,8 % до 4,2 % в зависимости от определяемого элемента. Величины относительной погрешности результатов измерений массовой доли элементов в оксидной форме находятся в диапазоне от 4,7 % до 23,8 %, за исключением бора – для данного элемента суммарная погрешность составляет 42 %, что связано с летучестью его соединений.

Из полученных данных видно, что метод рентгенофлуоресцентного анализа с предварительным прессованием или сплавлением образцов позволяет успешно определять элементный состав стекол от примесных компонентов до матрицы. Метод подготовки проб выбирается в зависимости от количества и активности исследуемого образца.

ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ РАО И ОБОСНОВАНИЕ ИХ КЛАССА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ ISOCS

Чухланцева Е.В., Ворошилов А.Ю., Хорун А.А., Джewelло К.А.

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение
«Маяк», 456784, Челябинская область, г. Озерск, пр. Ленина, 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Согласно положениям Федерального закона № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами» (2011 г.), неотъемлемым элементом системы безопасного управления РАО является всесторонняя характеристика их физико-химических и радиационных свойств. Комплексная идентификация радионуклидного состава отходов позволяет обоснованно отнести их к соответствующему классу, обеспечив тем самым рациональный выбор стратегий кондиционирования и окончательной изоляции.

На практике для отдельных категорий РАО до недавнего времени применялись оценочные, преимущественно консервативные методы отнесения к классам, основанные на максимально возможных удельных активностях. Это приводило к завышению класса опасности отходов, что, в свою очередь, обуславливало необоснованный рост финансовых обязательств предприятий в рамках формирования резервного фонда № 5 Госкорпорации «Росатом» и способствовало неэффективному использованию ресурсов при последующем обращении с такими РАО.

Современные подходы к характеристике РАО включают внедрение гамма-спектрометрических методик неразрушающего анализа. Применение высокоэффективной системы ISOCS позволяет оперативно и достоверно определять номенклатуру и содержание гамма-излучающих радионуклидов непосредственно в упаковке без вскрытия, что существенно повышает репрезентативность и воспроизводимость результатов.

В рамках настоящей работы представлены результаты прикладного использования системы ISOCS для спектрометрической оценки и классификации следующих типов твердых РАО:

- герметично упакованные в металлические бочки объёмом до 200 дм³;
- конструкционные элементы, технологическое оборудование от вывода из эксплуатации зданий и сооружений;
- контейнеризированные облучённые мишени.

Перспективы дальнейшего развития метода видятся в интеграции концепции радионуклидного вектора, что обеспечит возможность перехода к обоснованию класса РАО с учётом не только гамма-активных, но и слабоизлучающих компонентов. Это создаёт предпосылки для формирования научно обоснованного, экономически эффективного подхода к обращению с радиоактивными отходами в соответствии с принципами устойчивого развития атомной отрасли.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ ИСТОЧНИКОВ НА ОСНОВЕ РАДИОНУКЛИДА КРИПТОН-85 НА ФГУП «ПО «МАЯК»: МЕТОДИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ПРОИЗВОДСТВА

**Чухланцева Е.В., Посохова Н.В.,
Ворошилов А.Ю., Ромадова С.И., Хорун А.А.**

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение
«Маяк», 456784, Челябинская область,
г. Озерск, пр. Ленина, 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

ФГУП «ПО «Маяк» производит закрытые источники с радионуклидом криптон-85 в различных конструктивных исполнениях, что обеспечивает их универсальность и адаптацию к технологическим требованиям потребителей.

Основные направления применения включают: контроль толщины материалов в целлюлозно-бумажной промышленности, измерение толщины лакокрасочных покрытий, контроль качества электротехнических компонентов (например, конденсаторов).

Учитывая потребности отечественной промышленности, ФГУП «ПО «Маяк» постоянно расширяет номенклатуру выпускаемых источников, занимая освободившуюся после ухода иностранных поставщиков рыночную нишу. Это способствует импортозамещению и укреплению технологической независимости в области производства радиоактивных источников.

В рамках обеспечения метрологической надежности и качества продукции радиоизотопного и радиохимического производства специалистами Центральной заводской лаборатории ФГУП «ПО «Маяк» были разработаны методики измерений активности закрытых источников на основе радионуклида криптон-85. Целью разработки методик измерений является обеспечение единства измерений, а также нормативное подтверждение соответствия характеристик источников установленным требованиям.

Методики измерений аттестованы в соответствии с алгоритмами, изложенными в нормативной документации в области использования атомной энергии, и применяются для контроля качества на стадиях выпуска и эксплуатации продукции. В качестве средств измерений были использованы радиометр «Curiementor 4» и радиометрическая установка РХБ-01М. Метрологические характеристики методик измерений представлены в таблице 1.

Таблица 1.

Средство измерений	Диапазон активности, Бк (мКи)	Характеристика сходимости $\sigma_{сх}$	Характеристика неисключенной систематической погрешности Θ_A	Характеристика правильности $\Theta_{с,}$	Доверительные границы относительной суммарной погрешности δ_A
Радиометр «Curiementor 4»	От $3,33 \cdot 10^9$ до $7,40 \cdot 10^{10}$ (от 90 до 2000)	0,075 %	$\pm 8,9$ %	$\pm 7,3$ %	$\pm 8,9$ %
радиометрическая установка РХБ-01М		2,4 %	$\pm 8,9$ %	$\pm 3,8$ %	± 10 %

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ РАДИОХИМИЧЕСКИХ МЕТОДОВ КОНТРОЛЯ УРАНА, ПЛУТОНИЯ И АМЕРИЦИЯ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ФГУП «ПО «МАЯК»

Чухланцева Е.В., Смирнова Е.В., Джевелло К.А.

*ФГУП «ПО «Маяк», Россия, 456780, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Определение удельной (объемной) активности радиологически значимых долгоживущих изотопов урана, плутония и америция в объектах окружающей среды – сложная аналитическая задача. В зоне наблюдения ФГУП «ПО «Маяк» ведется мониторинг содержания различных радионуклидов, в том числе и альфа-излучающих. Пробы объектов окружающей среды (воды, почвы, травы, снега, атмосферных выпадений и приземных аэрозолей) зоны наблюдения характеризуются низкой удельной (объемной) активностью альфа-излучающих радионуклидов и сложным солевым составом.

Предложена методика ионообменного выделения урана, плутония и америция из одной навески или аликвоты пробы. Методика включает следующие стадии:

1. Первичную подготовку, включающую высушивание, измельчение, озоление, переводение радионуклидов в раствор кислотным выщелачиванием или микроволновым разложением. Для контроля выхода радионуклидов в полученные растворы вводили радиоактивные метки изотопов урана-234, плутония-236 и америция-243 (или кюрия-244).

2. Концентрирование радионуклидов из полученных растворов проводили осаждением фосфата кальция или гидроокисей металлов.

3. Создавали в растворе пробы концентрацию соляной кислоты 9 моль/дм³, стабилизировали плутоний в валентности (III) добавлением раствора сульфамината железа (II), проводили выделение урана на ионообменной колонке с отечественным анионитом АМ-4Вп (аналог анионита ВП-1АП). Затем отмывали ионит от железа, мешающих нуклидов и других солей и проводили десорбцию урана 0,5 моль/дм³ раствором соляной кислоты.

4. К фильтрату с первой колонки, содержащему нуклиды плутония и америция, добавляли раствор бромата калия для стабилизации плутония в валентности (IV). Затем проводили выделение плутония на второй ионообменной колонке с анионитом АМ-4Вп, промывку от мешающих нуклидов и солей и десорбцию плутония раствором смеси кислот (0,35 моль/дм³ азотной кислоты и 0,01 моль/дм³ плавиковой).

5. Фильтрат со второй колонки, содержащий нуклиды америция, упаривали до сухих солей, растворяли в 1 моль/дм³ растворе соляной кислоты. Затем проводили выделение америция на ионообменной колонке с катионитом КУ-2-8, промывку от мешающих нуклидов и солей и десорбцию америция раствором 4 моль/дм³ соляной кислоты.

6. Проводили электролитическое нанесение выделенных радионуклидов на подложки из нержавеющей стали и последующее измерение их активности альфа-спектрометрическим методом.

Предложенная методика радиохимического анализа, хотя и является достаточно трудоемкой, позволяет достоверно определять активность альфа-излучающих радионуклидов в пробах.

**МЕТОД ЛАЗЕРНО-ИСКРОВОЙ ЭМИССИОННОЙ СПЕКТРОСКОПИИ ДЛЯ
КОНТРОЛЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ
ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА**

**Шарадзе Г.А.^а, Двоеглазов К.Н.^а,
Павлюкевич Е.Ю.^а, Жеребцов А.А.^б, Таразанова М.А.^б,
Петров В.А.^в, Ширшин Е.А.^в Будылин Г.С.^в**

^аАО «ВНИИНМ», г. Москва, ул. Рогова, 5а, 123098

^бАО «Прорыв», г. Москва, Малая Красносельская д.2/8, 107140

^вФГАОУ ВО Первый МГМУ им. И. М. Сеченова Минздрава России (Сеченовский
Университет), г. Москва, ул. Трубецкая, д. 8, стр. 2, 119048

e-mail: GASharadze@bochvar.ru

В настоящее время ведется активная разработка вариантов реализации метода лазерно-искровой эмиссионной спектроскопии (ЛИЭС) для элементного анализа в задачах атомной промышленности [1]. Внимание к нему обусловлено рядом ключевых преимуществ: метод не требует сложной пробоподготовки, что позволяет сократить время анализа и объем вторичных радиоактивных отходов [2], кроме того, ЛИЭС может обеспечивать дистанционный контроль состава материалов с минимизацией рисков для персонала [3]. В работе представлены результаты, демонстрирующие потенциал применения ЛИЭС для анализа компонентов переработки отработавшего ядерного топлива, включая данные по апробации метода на имитаторах продуктов деления.

В работе исследован вопрос возможности применения установки с двухимпульсной схемой возбуждения в коллинеарном варианте возбуждения при детектировании отклика спектрометром без усиления яркости для элементного анализа и определения концентрации металлов в жидких образцах. Измерены концентрационные зависимости интенсивности линий атомной эмиссии для Nd, Ce, Sr, U. Показано, что для рассмотренного ряда металлов имитаторов продуктов деления в диапазонах концентраций 1-100 г/л может быть достигнута точность определения концентрации на уровне 5-8%.

Также в работе экспериментально исследована возможность применения метода ЛИЭС для измерения концентрации металлов в смесях оксидов металлов. Особенностью реализованной оптической схемы являлось применение приемо-передающего оптоволоконного зонда, который позволял проводить измерения в труднодоступных и удаленных местах, в том числе – в радиационном защитном оборудовании. Показано, что относительная погрешность определения содержания металлов (Sr, La, Zr) в диапазоне 0-10% по массе для реализованной схемы измерения составляет 5-9% от измеряемой величины.

Полученные значения указывают на возможность реализации метода ЛИЭС для определения концентрации металлов в растворах и твердых образцах для мониторинга значений в режиме реального времени, в том числе в труднодоступных местах.

Литература

1. Жеребцов А.А., Мочалов Ю.С., Таразанова М.А., Рыбаков А.Н., Двоеглазов К.Н., Ширшин Е.А., Будылин Г.С., Петров В.А. *Атомная энергия*, 2025, **138(3)**, 118.
2. Zhang, Y., Zhang, T., & Li, H. Application of laser-induced breakdown spectroscopy (LIBS) in environmental monitoring. *Spectrochimica Acta Part B: Atomic Spectroscopy*, 2021, **181**, 106218.
3. Batsaikhan, M., Ohba, H., & Wakaida, I. > 100 m fiber-coupled microchip laser-induced breakdown spectroscopy for remote elemental analysis applications. *Optics Express*, 2024, **32(25)**, 45158-45170.

Работа выполнена при финансировании АО «Прорыв» в рамках реализации Федерального проекта «Новая атомная энергетика» национального проекта «Новые атомные и энергетические технологии».

СПЕКТРОФОТОМЕТРИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ УРАНА ПРИ ЭКСТРАКЦИОННОЙ ПЕРЕРАБОТКЕ

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

*АО «ГНЦ НИИАР», 433510, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9
e-mail: kristi9-10@mail.ru*

Для осуществления экстракционных процессов переработки ураносодержащих отходов необходимо контролировать концентрацию урана в органической и водной фазах, а также хвостовых органических растворах. Содержание урана в органической фазе определяют по разности содержания урана в исходном водном растворе и рафинате, а после реэкстракции остаточную концентрацию урана в органической фазе — по концентрации урана в водном реэкстракте [1-2]. В обоих случаях это приводит к значительной погрешности и отсутствию материального баланса по урану. При выполнении химического анализа органической фазы сначала проводят реэкстракцию урана, а затем определяют содержание урана в водном реэкстракте. Это увеличивает время проведения анализа и, соответственно, затрудняет оперативный контроль процесса.

В настоящей работе представлен метод прямого спектрофотометрического определения урана в органических экстрактах по собственному поглощению комплекса $(\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 2\text{ТБФ}_{\text{орг}})$. К преимуществам спектрофотометрического определения урана в органической среде можно отнести то, что уран экстрагируется в органическую фазу, свободную от мешающих его определению примесей, и не требуется дополнительных операций очистки и подготовки пробы [3].

Литература

1. Рябчиков Д. И., Сенявин М. М. Аналитическая химия урана // М.: Изд-во АН СССР, 1962. – 430 с.
2. Жерин И. И., Амелина Г. Н. Оптические методы определения урана и тория // ТПУ. Томск. – 2008.
3. Корнилов А. С. и др. Прямое спектрофотометрическое определение урана в органических экстрактах по собственному поглощению // Сборник трудов АО ГНЦ НИИАР. – 2020. – №. 2. – С. 12-15

**АТОМНО-ЭМИССИОННАЯ СПЕКТРОМЕТРИЯ В АНАЛИТИЧЕСКОМ
КОНТРОЛЕ ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ И ПАСПОРТИЗАЦИИ
РАДИОНУКЛИДНОЙ ПРОДУКЦИИ В АО «ГНЦ НИИАР».**

Хамдеев М.И., Хусаинов Д.Т., Балалаева Е.В., Закатнова М.В.

*АО «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов» Россия, Ульяновская обл. г. Димитровград, Западное шоссе д. 9,
e-mail:hamdeev@niiar.ru*

Контроль производства и характеристик радионуклидной продукции имеет важное значение и основывается на средствах и методиках измерений, разрабатываемых для каждого вида (или группы) радионуклидов. Предметом контроля радионуклидного производства являются такие параметры как внешний вид, объемная активность, удельная активность, радиохимическая чистота, содержание радиоактивных примесей, содержание нерадиоактивных примесных элементов (химическая чистота), химическая форма и концентрация вспомогательных веществ.

К химической чистоте радиоизотопных препаратов предъявляются высокие требования. К примеру, суммарное содержание примесных элементов в препаратах Актиний-225, Радий-223, Торий-227 не должно превышать 10 — 20 мкг/мКи.

Для определения катионных примесных элементов (Al, As, Ba, Be, Bi, Ca, Cd, Cr, Cu, Fe, Mn, Mg, Mo, Ni, Pb, Sb, Sn, Te, Ti, Zn и др.) в радиоактивных препаратах (Плутоний-242, Америций-241, Америций-243, Кюрий-244, Кюрий-248, Берклий-249, Калифорний-249, Калифорний-252, Молибден-99, Стронций-89, Лютеций-177, Рутений-106, Актиний-225, Радий-223, Торий-227, Йод-13 и др.) используется метод атомно-эмиссионный спектрометрии с дуговым источником спектров.

Цель работы — разработка методик количественного химического анализа нерадиоактивных примесных элементов в радиоактивных препарата промышленного и медицинского назначения.

Исследования проводили на установке спектрального анализа, включающей перчаточный бокс со штативом, спектрометры СТЭ-1 и PGS-2, оборудованные многоканальными анализаторами эмиссионных спектров, источник возбуждения спектров «Везувий-3».

Для приготовления образцов сравнения и построения градуировочных графиков использовались одноэлементные и многоэлементные стандартные растворы фирмы Inorganic Ventures.

С целью увеличения интенсивности атомно-эмиссионных линий определяемых элементов, устранения влияния состава анализируемых препаратов и уменьшения взаимного влияния элементов на результаты количественного атомно-эмиссионного спектрального анализа, были изучены различные реагенты для выбора спектроскопического буфера. Установлено влияние различных спектроскопических буферов на интенсивность линий примесных элементов.

С целью оптимизации времени экспозиции дугового разряда была изучена кинетика выгорания каждого элемента с выбранными спектроскопическими буферами. Исследовано влияния силы тока на интенсивность примесных элементов.

Полученные экспериментальные данные послужили основой для разработки методик измерений химической чистоты радионуклидных препаратов атомно-эмиссионным спектральным методом.

Разработанные методики измерения прошли метрологическую аттестацию в центральной метрологической службе АО «ГНЦ НИИАР».

СЕКЦИЯ 5

Обращение с радиоактивными отходами

RADIOCHEM-CONF.RU

КОМПЛЕКСНАЯ СХЕМА ПЕРЕРАБОТКИ ЩЕЛОЧНЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ФГУП «ПО «МАЯК»

**Козлов П.В., Шайдуллин С.М., Маркова Д.В., Феоктистов К.А.,
Логунов М.В., Ремизов М.Б., Лукин С.А., Зубриловский Е.Н.**

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская область, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

В емкостях-хранилищах ФГУП «ПО «Маяк» хранится около 14 тыс. м³ щелочных высокоактивных пульп, полученных в результате применения осадительных технологий при переработке облученных ядерных материалов. В работе представлена комплексная многовариантная схема переработки растворной и осадочной отходов с описанием заложенных в ее основу технологических процессов, характеристик образующихся продуктов и взаимосвязи отдельных элементов схемы.

Предложены четыре варианта переработки растворной части отходов. Общим этапом для всех вариантов является предварительное удаление из раствора альфа-излучающих радионуклидов, ассоциированных на взвешах и коллоидах. Первый вариант переработки включает в себя кондиционирование растворной части отходов методом цементирования напрямую, без какой-либо дополнительной подготовки. Второй вариант предусматривает проведение перед цементированием стадии упаривания для уменьшения объема отходов. Третий вариант предполагает проведение сорбционного или экстракционного выделения радионуклидов цезия и последующее размещение очищенных растворов в один из промышленных водоемов предприятия. Сорбционная очистка может быть реализована с применением резорцинформальдегидной смолы или ферроцианидного сорбента Ферсал. Экстракционное выделение цезия, альтернативное сорбционному, производится с использованием экстракционной смеси на основе пара-изононилкаликс[6]арена. Четвертый вариант переработки включает сорбционное или экстракционное выделение радионуклидов цезия из растворной части с последующим упариванием и цементированием очищенных растворов. Данный сценарий по сравнению с остальными в наибольшей степени соответствует нормативным требованиям по безопасному обращению с радиоактивными отходами.

Разработаны три варианта переработки осадочной части отходов. Первый базовый вариант предполагает растворение осадка и остекловывание в печи прямого электрического нагрева. Второй вариант предусматривает остекловывание суспензии промытого осадка в индукционной печи типа «холодный» тигель. Третий альтернативный вариант включает кислотное растворение осадка с последующим фракционированием радионуклидов экстракционными методами с применением фосфиноксида разнорадикального и хлорированного дикарболлида кобальта. При этом выделенные трансурановые элементы, цезий и стронций остекловываются, а очищенный раствор, содержащий основную часть химических компонентов, цементируется либо направляется в один из промышленных водоемов предприятия. Данный вариант позволит снизить объем образующихся остеклованных отходов, что позволит радикально уменьшить требуемую производительность электропечей.

Выбор того или иного варианта обращения с растворной и осадочной частью отходов определяется в значительной степени результатами технико-экономической оценки.

К ВОПРОСУ ОПТИМИЗАЦИИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ В УСЛОВИЯХ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Кузнецов И.В., Самойлов А.А., Блохин П.А., Линге И.И., Уткин С.С.

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии Наук,
115191, г. Москва, Большая Тульская ул., д. 52
e-mail: kuznetsov@ibrae.ac.ru*

В работе представлены результаты технико-экономического анализа различных пяти сценариев обращения с высокоактивными отходами (ВАО) образующимися в результате переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на будущем заводе большой производительности (ЗБП), предполагающие разные варианты фракционирования:

- вариант «А» – без фракционирования. Все радионуклиды за исключением целевых продуктов переработки (U, Pu и Np) включаются в боросиликатное стекло (БСС);
- вариант «Б», рассматривающийся как базовый в настоящее время для реализации проектного направления «Сбалансированный ядерный топливный цикл». Подразумевает под собой выделение короткоживущей фракции (цезий-стронциевой или тепловыделяющей) фракции из ВАО;
- вариант «В», базовый вариант для ЗБП. Помимо выделения КФ (вариант Б) подразумевает также предусматривает выделение трансплутониевых элементов (ТПЭ – Am и Cm) для возврата в ядерный топливный цикл (ЯТЦ);
- вариант «Г», направленный на обеспечение принципа радиационной эквивалентности, предполагающий выделение из ВАО только ТПЭ для возврата в ЯТЦ;
- вариант «Д», направленный на максимальное сокращение объемов РАО, предполагает выделение КФ и МА, а также разделение остальных радионуклидов в индивидуальные матрицы с кристаллической структурой.

Базовым критерием для определения характеристик конечных форм РАО класса 1, в сценариях «А»-«Г» служили отдельные требования НП-019-15 [1]. Для сценария «Д» – тепловыделение.

В структуре затрат на обращение с РАО учитывалась стоимость:

- хранения. Период хранения РАО принимался равным времени, которое необходимо выдержать РАО до граничного тепловыделения, обеспечивающего возможность глубинного захоронения. Учитывались капитальные и эксплуатационные затраты.
- упаковки. Стоимость невозвратных контейнеров в расчете на 1 м³ РАО принималась по аналогам, рассматриваемым для актуальных проектных решений ПГЗРО.
- перевозки к месту захоронения. Стоимость оценивалась для перевозки ЖД-транспортом в ТУКах, аналогично отработавшему ядерному топливу.
- захоронения. Затраты рассчитывались по стоимости необходимых дополнительных выработок ПГЗРО на участке «Енисейский»;

Установлено, что применение сценариев Б, В, Г и Д позволяет снизить издержки на обращение с РАО классов 1 и 2 от переработки ОЯТ на ЗБП в сравнении со сценарием «А» на ~15, 40, 30 и >50 %.

Литература

1. Изменения в федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности". НП-019-15 // Ядерная и радиационная безопасность. – 2016. – № 3(81). – С. 102-103. – EDN WWIDBD.

Работа в рамках договора 4/11679-Д-дсп от 26.11.2024 (Заказчик – АО «ТВЭЛ»)

МАТРИЦЫ НА ОСНОВЕ РАСПЛАВЛЕННОГО ПЕРЛИТА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Кулюхин С.А., Мартынов К.В., Кулемин В.В., Неволин Ю.М., Костикова Г.В.

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н.Фrumкина Российской академии наук,
Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4,
e-mail: kulyukhin@ipc.rssi.ru*

Одними из проблемных радиоактивных отходов (РАО), образующихся на АЭС, являются перлит (ПП) и солевые плавы (СП). Перлит, который применяется в фильтрах для очистки воды в системах спецводоочистки на АЭС и бассейнов выдержки и хранилища ОЯТ, после использования может содержать радиоактивные элементы. Солевые плавы, которые образуются в результате глубокого упаривания различных технологических растворов, включая кубовые остатки, до солей также могут содержать радиоактивные элементы. Иммобилизация ПП и СП является актуальной проблемой.

В работе исследовано фазообразование в матрице, полученной при расплавлении ПП, предварительно насыщенного водным солевым раствором и высушенного до воздушно-сухого состояния при температурах ~ 60 °С и ~ 130 °С на воздухе. Модельные солевые растворы имитировали обводненный СП ЖРО АЭС с реакторами ВВЭР. Расплавление ПП, насыщенного соевыми растворами, проводили при ~ 980 °С в течение 5 ч на воздухе. Плавление ПП, содержавшего компоненты солевого раствора, привело к образованию стеклообразной матрицы однородного состава: бесцветной (в отсутствии солей Со) или синего (в присутствии солей Со) цвета. Во всех случаях наблюдается равномерное распределение компонентов солевого плава по стеклообразной матрице расплавленного ПП.

Изучено выщелачивание компонентов матрицы ПП (Al, Si, Ca, Mg), компонентов СП, имитирующих радиоактивные примеси (Cs, Co), и общих для ПП и СП компонентов (Na, K, Fe) из матриц на основе расплавленного ПП, содержавшего компоненты СП, в H_2O при ~ 25 °С в течение 56 суток. Все элементы, за исключением Na и Si, выщелачиваются из матрицы расплавленного ПП достаточно равномерно. Количество Na и Si в выщелатах монотонно возрастает с увеличением времени эксперимента и достигает максимального значения к 56 суткам контакта твердой и жидкой фаз. Исходя из данных об элементном составе образцов стеклообразных матриц, полученных в результате плавления ПП, содержавшего СП, и данных по выщелачиванию было рассчитано общее количество каждого элемента, перешедшего в воду из образцов, содержащих имитаторы радиоактивных примесей, за 56 суток контакта твердой и жидкой фаз. Скорости выщелачивания, рассчитанные для элементов, имеющих максимальные растворимости соединений (ионы ЦМ и анионы), на 56 суток экспериментов составили в г/(см²·сутки): по Na – $1.0-5.2 \cdot 10^{-6}$ и $3.5-11 \cdot 10^{-6}$, по K – $0.87-2.5 \cdot 10^{-6}$ и $5.1-7.7 \cdot 10^{-6}$, по Cs – $1.6-9.1 \cdot 10^{-6}$ и $5.4-19 \cdot 10^{-6}$, по В – $4.0-10 \cdot 10^{-6}$ и $1.1-1.8 \cdot 10^{-5}$. Эти показатели значительно превышают нормативные требования к скорости выщелачивания цементного компаунда для РАО класса 3 и 4 ($1 \cdot 10^{-3}$ г/(см²·сутки) по Cs) и практически удовлетворяют требованиям к стеклоподобному компаунду для РАО класса 1 и 2 ($1 \cdot 10^{-5}$ г/(см²·сутки) по Cs). Скорости выщелачивания образцов по остальным элементам (Al, Si, Fe, Co) имели значения $n \cdot 10^{-7} - n \cdot 10^{-6}$ г/(см²·сутки), что свидетельствует о частичном осаждении соединений этих элементов при выщелачивании матрицы расплавленного ПП, содержавшего компоненты солевого расплава. Это важно в отношении кобальта, как имитатора радионуклида, так как ограничивает его выход из матрицы в выщелат, что способствует понижению уровня радиационного загрязнения.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ СТРОНЦИЯ-90 В КЕРАМИЧЕСКИХ МАТРИЦАХ НА ОСНОВЕ КАОЛИНА МЕТОДОМ РЕАКЦИОННОГО ИСКРОВОГО ПЛАЗМЕННОГО СПЕКАНИЯ

**Белов А.А., Шичалин О.О., Иванов Н.П.,
Колодезников Э.С., Папынов Е.К.**

Институт наук о материалах и передовых технологиях, Дальневосточный федеральный университет, Аякс 10, остров Русский, 690922, Владивосток, Россия

В данной работе исследована возможность иммобилизации радионуклида стронция-90 (Sr-90) методом реакционного искрового плазменного спекания (R-SPS) смеси каолина и карбоната стронция (SrCO_3). Установлено, что технология R-SPS позволяет синтезировать керамические матрицы со стабильными кристаллическими фазами $\text{SrAl}_2\text{Si}_2\text{O}_8$ и $\text{Sr}_2\text{Al}_2\text{SiO}_7$, обеспечивающими равномерное распределение стронция в материале.

Методами РФА, СЭМ и ТГ/ДТА подтверждена гомогенность структуры полученных матриц, а также отсутствие значительных дефектов, за исключением пор диаметром ≤ 1 мкм. Скорость выщелачивания ионов Sr^{2+} составила $1,79 \cdot 10^{-5} \text{ г} \cdot \text{см}^{-2} \cdot \text{сут}^{-1}$, что свидетельствует о высокой гидролитической устойчивости, хотя и не полностью соответствующей требованиям стандартов ANSI/ANS 16.1 и IAEA ISO 6961:1982.

Сравнение с другими материалами для иммобилизации стронция показало, что предложенный метод обеспечивает на порядок более высокую устойчивость по сравнению с традиционными подходами, такими как синтез $\text{SrAl}_2\text{Si}_2\text{O}_8$ из оксидов. Однако микротвердость реакционной керамики (129 HV) оказалась ниже, чем у спеченного каолина (1128 HV), что связано с дефектной структурой и наличием фазовых напряжений.

Результаты работы демонстрируют перспективность использования каолина в сочетании с методом R-SPS для иммобилизации Sr-90, но указывают на необходимость дальнейшей оптимизации состава и условий синтеза для достижения полного соответствия нормативным требованиям.

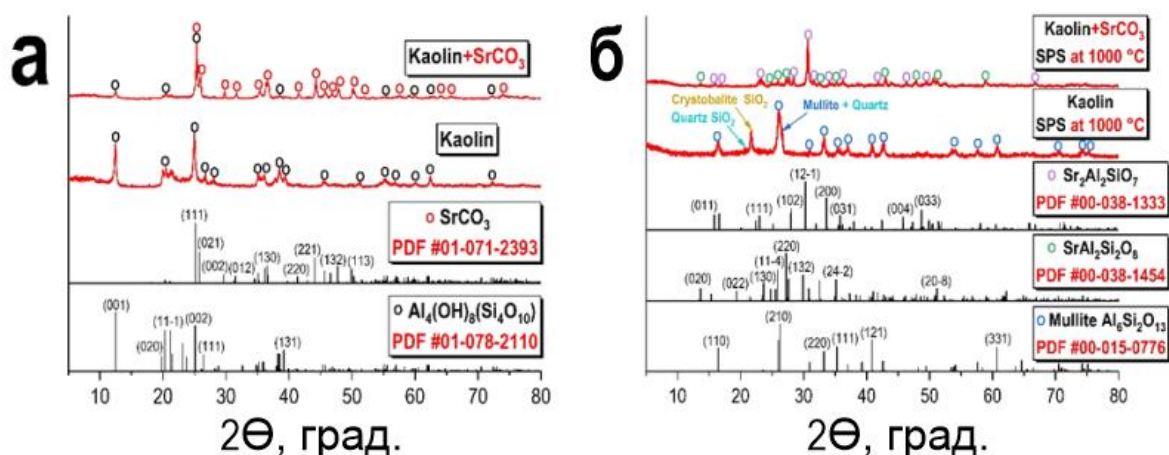


Рисунок 1. Рентгеновские дифрактограммы исходного каолина и реакционной смеси каолин+SrCO₃ (а) и твердотельных матриц, полученных методом SPS при 1000 °C (б)

Работа выполнена в рамках государственного задания Министерства науки и высшего образования Российской Федерации по теме № FZNS-2023–0003.

ОТВЕРЖДЕНИЕ ОРГАНИЧЕСКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНЫЙ КОМПАУНД**Белова К.Ю., Чалышева Н.Д., Фими́на С.А., Винокуров С.Е.**

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН,
119991, Москва, ул. Косыгина 19,
e-mail: ksysha_3350@mail.ru*

Радиоактивные отходы (РАО) должны быть переведены в отвержденную форму, пригодную для их долговременного хранения и препятствующую выходу токсичных радионуклидов в окружающую среду. Особого внимания требуют органические РАО, образующиеся в значительных объемах на предприятиях атомной отрасли, в том числе отработавшие экстракционные системы после переработки отработавшего ядерного топлива, радиоактивные масла, образующиеся на АЭС при поступлении из насосов теплоносителя первого контура и турбин, а также отработавшие ионообменные смолы, накапливаемые в результате переработки жидких РАО и радиоактивных сред. На сегодняшний день не существует промышленной технологии обращения с органическими РАО, значительное количество которых уже накоплено на предприятиях ядерного топливного цикла, поэтому решение данной проблемы является особенно актуальной. Таким образом, разработка технологии отверждения органических РАО является важной технологической задачей, в том числе для обеспечения радиоэкологической безопасности окружающей среды.

В работе были синтезированы образцы магний-калий-фосфатного (МКФ) компаунда, содержащие имитаторы различных органических РАО, в том числе ТБФ в додекане, вакуумное масло ВМ-4 и предварительно насыщенный водой сульфокатионит марки СПС SAC (8%)-50 (как имитатор отработавшего сорбента после хроматографического разделения америция и кюрия при фракционировании отходов). Перед отверждением проводили предварительную адсорбцию жидких отходов с использованием аэросила (SiO_2). Поглощающая способность 1 г аэросила составила 7,1 г ТБФ в додекане и 7,3 г вакуумного масла. Определены прочность на сжатие полученных образцов, их водостойкость (после 90-дневного погружения в воду), устойчивость к термическим циклам замораживания/оттаивания (30 циклов в диапазоне температур $-40...+40^\circ\text{C}$) и их гидролитическая устойчивость в соответствии с тестом ГОСТ Р 52126–2003.

В результате выполненных исследований установлена необходимость введения в состав МКФ компаунда 10–15 мас% волластонита для обеспечения необходимой (не менее 4,9 МПа) прочности на сжатие образцов, в том числе после их погружения в воду и после термических циклов замораживания и оттаивания. Показана высокая гидролитическая устойчивость компаунда с отвержденными имитаторами органических РАО. Установлено, что показатели качества образцов, содержащих по крайней мере до 17,6 мас% отработавшей экстракционной смеси, до 13,2 мас% вакуумного масла и до 20 мас% сульфокатионита в насыщенном состоянии, соответствуют действующим нормативным требованиям к отвержденным РАО.

Таким образом, показана эффективность отверждения различных типов органических РАО с использованием МКФ компаунда.

Работа по апробации компаунда для отверждения ТБФ в додекане и вакуумного масла выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 22-73-10202 (<https://rscf.ru/project/22-73-10202/>).

КОМПЛЕКС МОДЕЛЕЙ ДЕГРАДАЦИИ МАТЕРИАЛОВ ИББ И МИГРАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТОВ РАЗМЕЩЕНИЯ РАО

Болдырев К.А., Богатов С.А., Соболев Д.А.

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии Наук,
115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52,
e-mail: kaboldyrev@ibrae.ac.ru*

Безопасность обращения с накопленными и образующимися радиоактивными отходами, является ключевым условием устойчивого развития всей атомной отрасли. Как отечественные нормативные документы (НП-055-14, НП-069-14, РБ-003-21), так и стандарты МАГАТЭ требуют применения математического моделирования для обоснования безопасности пунктов захоронения РАО. Эти модели должны описывать эволюцию элементов системы мультибарьерной защиты и выход радионуклидов за ее пределы.

В исследовании представлено описание следующих моделей:

1. Модели кинетического описания эволюции глинистых материалов в кислотных и щелочных условиях.

2. Модель выщелачивания стекломатриц (алюмофосфатной и боросиликатной) в контакте с бентонитом, учитывающих кинетику выщелачивания, ингибирование выщелачивания продуктами взаимодействия материала матрицы с водой, а также сорбционные процессы и процессы кинетики трансформации фаз контактирующего бентонита [1, 2].

3. Модель коррозии углеродистой стали в различных условиях (аэробных, анаэробных, при микробиологическом воздействии, в контакте с бентонитом), включающая: кинетику коррозии, сорбционные процессы, ингибирование коррозии продуктами коррозии [3, 4].

4. Изменение структуры портландцемента в результате растворения и осаждения минеральных компонентов [5].

Описаны особенности миграции радионуклидов через материалы на основе портландцемента, систему инженерных барьеров в условиях ПГЗРО, приведены миграционные формы радионуклидов для разных условий.

Применение разработанных моделей выщелачивания алюмофосфатной стекломатрицы, сравнительно с существующими подходами, позволило значительно снизить расчетные скорости и долю выхода радионуклидов за пределы барьерной системы, чем применение консервативного подхода [2].

Литература

1. Болдырев К. А. Моделирование выщелачивания алюмофосфатного стекла в присутствии бентонита // Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология. – 2024. – №1. – С. 23-32.
2. Болдырев К.А., Богатов С.А. Моделирование выхода радионуклидов из АФС-матрицы с учетом химических процессов // Радиоактивные отходы. 2024. № 4 (29). – С. 95-105.
3. Abramova E. et al. Bioinduced corrosion of carbon and alloyed steel by thermophilic microorganisms in the presence of uranyl ions under anaerobic conditions //Journal of Nuclear Materials. – 2025. – Т. 603. – С. 155380.
4. Болдырев К. А. Моделирование коррозии углеродистой стали с учетом различных факторов в применении к прогнозированию срока службы контейнеров // Радиоактивные отходы. 2023. № 1 (22). С. 45—57.
5. Болдырев К.А., Аспекты моделирования деградации инженерных барьеров безопасности на основе портландцемента в задачах миграции радионуклидов // Вопросы радиационной безопасности. 2024. № 1 (113). – С. 24-41.

**ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ ПО ЗАПУСКУ УЧАСТКА ЦЕМЕНТИРОВАНИЯ
СРЕДНЕАКТИВНЫХ ОТХОДОВ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА**

**Шайдуллин С.М.^а, Султанов Р.С.^а, Козлов П.В.^а, Мелентьев А.Б.^а,
Вербицкий К.В.^а, Ремизова В.А.^а, Парутин К.А.^а,
Казаков В.А.^а, Ахтямов Э.Р.^б, Аверина Г.Ф.^б**

^аФГУП «Производственное объединение «Маяк», 456783, Россия, Озерск, пр. Ленина, 31
^бООО «УралНИИСтром», 454047, г. Челябинск, а/я 5177
e-mail: mayak@po-mayak.ru

В процессе переработки отработавшего ядерного топлива образуются радиоактивные отходы различных классов (РАО). Предполагается, что жидкие среднеактивные отходы (САО) должны подвергаться иммобилизации методом цементирования, с размещением компаунда в отсеках стационарного хранилища, либо в специальных контейнерах на участке цементирования (УЦ). В состав УЦ САО входят следующие сооружения: здание приема и подготовки раствора, пункт хранения цементного компаунда, насосная станция.

Кондиционирование жидких РАО должно соответствовать критериям приемлемости для захоронения, установленным в соответствии с требованиями федеральных норм и правил [1]. При этом в соответствии с федеральным законом [2], ФГУП «ПО «Маяк» не имеет права эксплуатировать пункты захоронения РАО.

Для устранения противоречия между реализованными в УЦ САО проектными решениями и требованиями нормативной документации в настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» разрабатывается следующая концепция: налив цементного компаунда специального состава в отсеки, оснащенные системой временного хранения, выполненной из полимерного материала.

Перед началом заполнения отсека цементным раствором, внутри него собирается сотово-ячеистая система размещения цементного компаунда. Система размещения представляет собой наборную конструкцию из 220 ячеек высотой в 11 ярусов, каждый ярус состоит из 20 скрепленных между собой ячеек, имеющих форму шестигранной призмы. Объем одной ячейки – 0,9 м³, одного яруса 18 м³, полный объем системы хранения 198 м³.

Заполнение системы хранения осуществляется порционно через центральную ячейку. Конструкция ячеек позволяет цементной растворной смеси после каждой операции растекаться по системе хранения слой за слоем, пока не заполнится вся конструкция. Заполненные отсеки консервируют для хранения. После завершения процесса хранения ячейки с затвердевшим компаундом отсоединяются от системы и размещаются в сертифицированном контейнере. Данная упаковка направляется в специально созданный пункт захоронения РАО.

По результатам экспериментальных исследований в 2025 году разработан состав цементной смеси, который, с одной стороны, обеспечивает необходимую растекаемость цементного теста и как следствие равномерное заполнение сотово-ячеистой системы размещения, с другой стороны, компаунд на основе этого состава цементной смеси соответствует требованиям федеральных норм и правил [1]. Проведен ряд испытаний по заполнению модельным цементным раствором фрагмента сотово-ячеистой системы размещения и последующей его разборке.

Литература

1. НП-019-15. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. Утв. Приказом Ростехнадзора от 25.06.2015 № 252. – Введ. 2015-25-06. – М.: Ростехнадзор России, 2015. – 22 с.
2. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации № 190-ФЗ: [федер. закон: принят Гос. Думой 9 июля 2010 г.: по состоянию на 08 августа 2024 г.]. – СПб.: Сатурн-кантри, 2024. – 99 с.

МИКРОСФЕРЫ ЛЕТУЧИХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЗОЛ ДЛЯ ОТВЕРЖДЕНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В МИНЕРАЛОПОДОБНОЙ КЕРАМИКЕ

**Верещагина Т.А.^{а,б}, Кутихина Е.А.^а, Фоменко Е.В.^а, Шичалин О.О.^в,
Белов А.А.^в, Аншиц А.Г.^а**

^а Институт химии и химической технологии, Федеральный исследовательский центр
"Красноярский научный центр Сибирского отделения Российской академии наук",
660036, г. Красноярск, Академгородок 50/24

^б Сибирский федеральный университет, 660041, г. Красноярск, пр. Свободный, 79

^в Дальневосточный федеральный университет,
690922, г. Владивосток, о. Русский, Аякс, 10

e-mail: vereschagina.ta@icct.krasn.ru

В работе исследовано применение метода искрового плазменного спекания (ИПС) для получения керамических матриц для иммобилизации радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr , входящих в состав жидких высокоактивных отходов. Исходным сырьем служили алюмосиликатные микросферы из летучей золы от сжигания угля Кузнецкого бассейна (далее - $(\text{SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3)$) двух типов – (1) ценосферы ($d_{\text{max}}=170\text{ }\mu\text{m}$, стеклофаза - 96,0 мас. %; $\text{SiO}_2/\text{Al}_2\text{O}_3=3,5$) (Рис. 1 а) и (2) дисперсные микросферы двух составов ($d_{\text{max}}=2,5\text{ }\mu\text{m}$, стеклофаза - 93,5 мас. %, $\text{SiO}_2/\text{Al}_2\text{O}_3 = 2,2$; $d_{\text{max}}=9,9\text{ }\mu\text{m}$, стеклофаза - 91,3 мас. %, $\text{SiO}_2/\text{Al}_2\text{O}_3 = 2,7$).

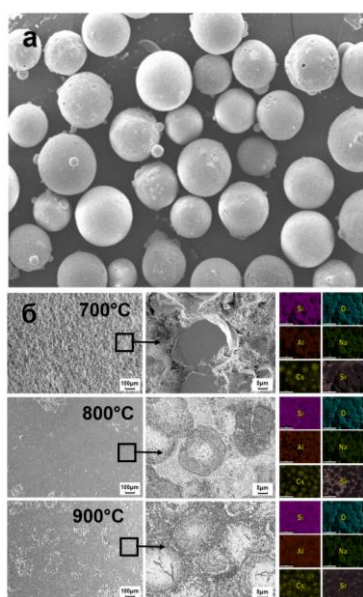


Рисунок 1. РЭМ-снимки ценосфер (а) и керамики на их основе, спеченных при разной температуре (б)

Получение Cs/Sr-содержащих алюмосиликатных прекурсоров керамических матриц осуществляли двумя способами, включая (1) гидротермальную обработку ценосфер в щелочной среде, содержащими Cs^+ и Sr^{2+} в качестве имитаторов радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr , и (2) пропитку дисперсных микросфер раствором CsNO_3 с последующей сушкой и высокотемпературной обработкой. В результате гидротермальной обработки в системе $\text{NaOH-CsNO}_3\text{-Sr}(\text{NO}_3)_2\text{-H}_2\text{O-(SiO}_2\text{-Al}_2\text{O}_3)$ протекает кристаллизация фаз поллуцита, $(\text{Cs,Na})\text{AlSi}_2\text{O}_6$, Sr-тоберморита, $(\text{Sr,Ca})_{2.25}\text{Si}_3\text{O}_{7.5}(\text{OH})_{1.5}\cdot\text{H}_2\text{O}$, и Sr-плагиоклаза, $(\text{Sr,Ca})_{0.65}\text{Na}_{0.35}\text{Al}_{1.65}\text{Si}_{2.35}\text{O}_8$. В случае дисперсных микросфер прекурсор содержит фазы поллуцита и Cs-кальсилита, CsAlSiO_4 .

Синтез керамических матриц проводили методом ИПС порошков прекурсоров на аппарате SPS-515S «Dr. Sinter-LAB™» (Япония) при $P=57,3\text{ МПа}$ и температурах 700, 800 и 900 °С. Полученные образцы керамики содержали фазы поллуцита и Sr-геленита, $\text{Sr}_2\text{Al}_2\text{SiO}_7$, и характеризовались высокими значениями плотности ($2,7\text{--}2,9\text{ г/см}^3$) и прочности на сжатие (670–810 МПа).

Результаты оценки гидролитической устойчивости показали, что скорости выщелачивания катионов Cs^+ и Sr^{2+} из керамики находятся в пределах $10^{-5}\text{--}10^{-6}\text{ г/см}^2\cdot\text{сут}$, что соответствует требованиям ГОСТ Р 50926-96 и международного стандарта ISO 6961:1982 для отвержденных высокоактивных отходов.

Исследование выполнено в рамках проектов государственного задания ИХХТ СО РАН (№ FWES-2021-0013) и ДВФУ (№ FZNS-2023-0003).

КОНТРОЛЬ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОВЕРХНОСТНЫХ, ПОДЗЕМНЫХ ВОД И СНЕГА НА ТЕРРИТОРИЯХ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Воронина А.В., Белоконова Н.В., Суетина А.К.

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
физико-технологический институт, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 21,
e-mail: av.voronina@mail.ru*

Для обеспечения экологической и радиационной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) предусмотрена система радиационного контроля, в которую входит контроль поступления радионуклидов в объекты окружающей среды. Контроль выноса радионуклидов позволяет своевременно выявлять разгерметизацию хранилищ и принимать дополнительные меры по обеспечению радиационной безопасности.

На территориях ПЗРО отбирают пробы подземных вод, снега, почвы, растительности. Согласно нормативной документации к содержанию радионуклидов в пробах предъявляют жёсткие требования по минимально измеряемой активности (МИА). Так МИА ^{137}Cs в водах контрольно-наблюдательных скважинах пунктов захоронения РАО и снеге должна составлять 0,001 Бк/л, а ^{90}Sr – 0,02 Бк/л. Для обеспечения требуемого предела обнаружения радионуклидов необходимы экспрессные и высокочувствительные методы.

Методы определения радионуклидов с низким пределом обнаружения требуют включения в схему анализа стадий концентрирования радионуклидов с последующим селективным выделением. Проблему при определении радионуклидов представляют воды с высокой жёсткостью. Такая жёсткость редко характерна для природных вод, но в условиях ПЗРО, вследствие использования глинистых противомиграционных барьеров, встречается в водах отобранных из контрольно-наблюдательных скважин. Высокое содержание кальция, магния, натрия, калия в таких водах связано с их вымыванием из используемых в качестве барьеров глин. Ионы натрия и калия могут оказывать влияние на концентрирование Cs-137 в случае использования для концентрирования неселективных сорбентов, ионы кальция, магния, натрия, железа – на концентрирование Sr-90 . Проблемы с определением Cs-137 в талых водах (снег) возникают и при использовании осадительных методов для его концентрирования, вследствие низкого солевого фона проб. В ряде случаев ограничение на достижения МИА накладывает малый объём отобранной пробы.

Разработаны методы определения Cs-137 и Sr-90 в пробах поверхностных, подземных и талых вод, основанные на концентрировании цезия сорбентами НКФ-ГДТ, Т-35 или НКФ-Ц и последующем гамма-спектрометрическом измерении концентрата, стронция – на концентрировании сорбентом Т-3К и измерении образца на альфа-бета радиометре УМФ-2000 или жидкосцинтилляционном спектрометре. Способ определения Cs-137 из проб воды объёмом 10-50 л позволяет проводить определение Cs-137 с выходом $96\pm 2\%$ и МИА 0,0001 Бк/л, Sr-90 - из проб воды объёмом 2 л с МИА 0,02 Бк/л, выход стронция в концентрат зависит от концентрации кальция в пробе. Проведена апробация разработанных методов при проведении радиоэкологического мониторинга природных вод на территориях Свердловской и Челябинской областей, поверхностных, подземных и талых вод, отобранных из контрольно-наблюдательных скважин пункта хранения радиоактивных отходов ФГУП «Федеральный экологический оператор» и ППЗРО филиала «Уральский» ФГУП «Национальный оператор по обращению с РАО». Проведён анализ 25 проб природных вод, отобранных из рек и водоёмов, и 24 проб вод контрольно-наблюдательных скважин.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ и Правительства Свердловской области, проект 20-43-660055, а также при частичном финансировании Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (в рамках базовой части госзадания, проект № FEUZ-2023-0013).

ВМЕЩАЮЩИЕ МАТРИЦЫ ДЛЯ ОТВЕРЖДЕНИЯ ФРАКЦИИ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ И ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Газданова А.В., Орлова В.А., Корченкин К.К., Лавина Н.В.

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»,
Ленинградская обл., г. Гатчина, мкр-н Орлова роща, д. 1, к. 6, 188300
e-mail: gazdanova.anyu2013@yandex.ru*

С целью минимизации удельного объема высокоактивных радиоактивных отходов, подлежащих глубинному захоронению, предполагается их фракционирование и перевод в твердые матрицы с высокой радиационной и гидролитической стойкостью, такие как поли- и монофазная керамика.

Для отверждения фракции РЗЭ+ТПЭ были предложены составы фосфатных матриц со структурой минералов монацита и лангбейнита, которые были выбраны с учетом концентрации, сочетания и соотношения катионов, присутствующих в высокоактивных отходах при экстракционной переработке ОЯТ.

По результатам исследований по отверждению имитационной и «теплой» фракции РЗЭ+ТПЭ установлено, что составы со структурным типом монацита являются оптимальными для отверждения этой фракции.

На операции фракционирования при переработке ОЯТ ВВЭР-1000 на стендовой экстракционной установке в «горячей» камере была получена фракция РЗЭ+ТПЭ (таблица 1), в которую также перешло значительное количество молибдена.

Таблица 1. Состав фракции РЗЭ+ТПЭ

HNO ₃ , моль/л	Mo, мг/л	La, мг/л	Ce, мг/л	Pr, мг/л	Nd, мг/л	Sm, мг/л	Y, мг/л	¹³⁷ Cs, Бк/л	¹⁵⁴ Eu, Бк/л	²⁴¹⁺²⁴³ Am, Бк/л	²⁴³⁺²⁴⁴ Cm, Бк/л
0,50	157	130	143	119	370	41	43	2,0·10 ⁸	7,7·10 ⁹	1,1·10 ¹⁰	1,2·10 ¹⁰

Поэтому, было проверено два состава матрицы для отверждения фракции – с молибденом и после его извлечения:

- La_{0.153}Ce_{0.167}Pr_{0.138}Nd_{0.419}Sm_{0.046}Y_{0.079}(MoO₄)_{0.267}(PO₄)_{0.823},
- La_{0.153}Ce_{0.167}Pr_{0.138}Nd_{0.419-x-y}Sm_{0.046}Y_{0.079}PO₄.

Синтез фосфатов осуществляли золь-гель методом. Образование промежуточных и конечных продуктов контролировали при помощи методов рентгеновской дифракции (далее РФА), рентгеновской флюоресценции и колебательной спектроскопии.

По данным РФА полученные соединения кристаллизовались в ожидаемых структурах при температуре 900°C. Образец состава с молибденом представлял собой смесь фаз изоструктурных фазам монацита и шеелита, без молибдена – фазе монацита. Элементный анализ подтвердил наличие в составе матрицы всех заявленных компонентов. Данные КР-спектроскопии подтверждают, что исследуемые соединения относятся к классу ортофосфатов.

Изучение химической стойкости фосфатов выполняли методом длительного выщелачивания в статических условиях. Показатели химической устойчивости соответствуют требованиям НП-019-15 для стекла: <10⁻⁷ г/(см²×сут).

УЧАСТОК СОРТИРОВКИ ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Даляев И.Ю., Плешаков А.О., Слободзян Н.С.

*ФГАНУ «Центральный научно-исследовательский и опытно-конструкторский институт
робототехники и технической кибернетики» (ЦНИИ РТК),
194064, Россия, Санкт-Петербург, Тихорецкий пр., 21,
e-mail: igor@rtc.ru*

Сбор и сортировка радиоактивных отходов (РАО) осуществляется в местах их образования и/или переработки с учетом радиационных, физических и химических характеристик в соответствии с системой классификации отходов и с учетом методов последующего обращения с ними. Первичная сортировка отходов включает в себя их разделение на радиоактивные и нерадиоактивные составляющие. Обращение с радиоактивными отходами имеет следующие основные стадии: сбор, сортировка, переработка, кондиционирование, перевозка, хранение и захоронение.

С учетом принятого АО «Прорыв» подхода по построению роботизированных производств, включая модуль переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ), сортировка тоже должна проводиться в автоматическом (безлюдном) режиме. Для реализации этой задачи в 2022 году была разработана роботизированная установка сортировки и паспортизации РАО [1], а в 2023 изготовлен опытный образец и началась опытно-промышленная эксплуатация установки. Предполагается, что в будущем будет возможно рассмотреть новую методику паспортизации, в рамках которой по известному составу радионуклидов и активности каждого фрагмента и зная в какой бочке находится каждый фрагмент можно будет выпустить паспорт на бочку в целом.

По предварительным результатам опытно-промышленной эксплуатации было выявлено, что точность определения морфологии не хуже 90%, а правильная идентификация загрязнения радионуклидами фрагментов ТРО соответствует 100%.

На данном этапе ведется проектирование участка сортировки твердых радиоактивных отходов (ТРО) модуля переработки ОЯТ, в основе которого находится установка сортировки (УС), учитывающая полученные при опытно-промышленной эксплуатации РУСП ТРО результаты.

Предполагается, что УС выполняет сортировку объектов, имеющих радиоактивные загрязнения (РАЗ), причем, габаритные размеры объектов варьируются от $50 \times 50 \times 50$ мм до $300 \times 300 \times 100$ мм. При сортировке объектов, габаритные размеры которых превышают $300 \times 300 \times 100$ мм, производится фрагментирование и последующая сортировка в зоне сортировки нераспознанных отходов. Для реализации приема, сортировки и переработки (фрагментирования) объектов, имеющих РАЗ, участок сортировки разделен на рабочие зоны.

Развитие автоматических систем сортировки ТРО позволит повысить безопасности радиохимических производств и снизить дозовую нагрузку на персонал.

Литература

1. Применение современных технических систем для автоматизации процесса сортировки радиоактивных отходов / И.Ю. Даляев, А.А. Трутс, А.Н. Белозуб, А.А. Жеребцов // Робототехника и техническая кибернетика. – Т.11. – №2. – 2023. – С.147-152. – DOI: 10.31776/RTSJ.11208.

ЗАКОНОМЕРНОСТИ АДсорбЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ ^{137}Cs , ^{85}Sr , ^{60}Co Zr-СОДЕРЖАЩИМИ АДсорбЕНТАМИ НА ОСНОВЕ СРЕДНИХ ФОСФАТОВ Ca-Mg

Иванец А.И.,^а Шашкова И.Л.,^а Китикова Н.В.,^а Дикая А.С.,^а
Радкевич А.В.,^б Зарубо А.М.,^б Урбанович О.В.^б

^а Институт общей и неорганической химии НАН Беларуси,
220072, Минск, ул. Сурганова, 9, корп. 1;

^б Объединённый институт энергетических и ядерных исследований –
Сосны, 220109, Минск, а/я 119
e-mail: Andreiivanets@yandex.ru

Адсорбция на селективных неорганических адсорбентах, в том числе фосфатах многовалентных металлов, является одним из эффективных методов извлечения радионуклидов ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{60}Co из жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Разработка адсорбентов сложного состава может обеспечить одностадийное извлечение данных радионуклидов. Цель работы – исследование закономерностей адсорбции радионуклидов ^{137}Cs , ^{85}Sr , ^{60}Co Zr-содержащими адсорбентами на основе средних фосфатов Ca-Mg.

Адсорбенты Zr-2-2 и Zr-2-4 получали гетерогенным взаимодействием фосфатированного доломита $\text{Ca}_{2.65}\text{Mg}_3(\text{NH}_4)_{1.3}(\text{PO}_4)_4(\text{CO}_3)_{0.3} \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ и водного раствора $\text{ZrO}(\text{NO}_3)_2$ при молярном соотношении Zr/(Ca+Mg) 0,15 и 0,46. Адсорбционные свойства исследовали в статических условиях при V/m 500 мл/г и времени контакта 24 ч.

Значения коэффициента распределения (K_d) адсорбентов к радионуклидам ^{137}Cs , ^{85}Sr , ^{60}Co достигают $2,8 \times 10^3$, $1,3 \times 10^4$, $3,4 \times 10^4$ мл/г соответственно. С увеличением соотношения Zr/(Ca+Mg) в составе адсорбентов наблюдается рост эффективности извлечения радионуклида ^{137}Cs и снижение ^{85}Sr и ^{60}Co . Изменение pH модельных растворов среды в диапазоне от 4,0 до 10,0 не оказывает существенного влияния на эффективность извлечения радионуклидов ^{137}Cs , ^{85}Sr , ^{60}Co .

Таблица. Значения K_d радионуклидов ^{137}Cs , ^{85}Sr , ^{60}Co на адсорбентах Zr-2-2 и Zr-2-4

Образец	Коэффициент распределения, мл/г					
	pH 4,0	pH 7,0	pH 10,0	0,1 М NaCl	0,05 М CaCl ₂	Морская вода
^{137}Cs						
Zr-2-2	$5,2 \times 10^2$	$6,2 \times 10^2$	$5,7 \times 10^2$	$4,3 \times 10^2$	$1,5 \times 10^2$	$1,4 \times 10^2$
Zr-2-4	$1,8 \times 10^3$	$2,8 \times 10^3$	$1,7 \times 10^3$	$1,3 \times 10^3$	$9,1 \times 10^2$	$3,6 \times 10^2$
^{85}Sr						
Zr-2-2	$8,7 \times 10^3$	$1,3 \times 10^4$	$1,0 \times 10^4$	$4,1 \times 10^3$	$1,7 \times 10^3$	$5,4 \times 10^2$
Zr-2-4	$3,0 \times 10^3$	$5,6 \times 10^3$	$3,7 \times 10^3$	$1,5 \times 10^3$	$8,2 \times 10^2$	$1,5 \times 10^2$
^{60}Co						
Zr-2-2	$1,1 \times 10^4$	$3,4 \times 10^4$	$1,4 \times 10^4$	$1,4 \times 10^4$	$1,2 \times 10^3$	$1,2 \times 10^3$
Zr-2-4	$3,2 \times 10^3$	$1,5 \times 10^4$	$4,6 \times 10^3$	$1,0 \times 10^4$	$6,2 \times 10^2$	$9,9 \times 10^2$

При введении ионов Na^+ адсорбенты, за исключением Zr-2-2 к ^{137}Cs , сохраняют значения K_d радионуклидов более 10^3 мл/г. На фоне 0,05М CaCl₂ и в морской воде (солесодержание 35,0 г/л) наблюдается уменьшением эффективности адсорбции радионуклидов в 2,3-17,9 раз. При этом значения K_d ^{85}Sr и ^{60}Co для образца Zr-2-2 в Ca-содержащих растворах достигают $1,7 \times 10^3$ и $1,2 \times 10^3$ мл/г соответственно. В модельном растворе морской воды необходимую эффективность адсорбции (K_d $1,2 \times 10^3$ мл/г) достигается только для образца Zr-2-2 по отношению к радионуклиду ^{60}Co .

Работа выполнена при финансовой поддержке ГП «Наукоемкие технологии и техника» на 2021 – 2025 годы (договор № 21/06-01 от 25.06.2021 г.).

АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ НОВЫХ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТЯЖЕЛЫХ РАЗБАВИТЕЛЕЙ В РАДИОХИМИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВЕ

**Казаков В.А., Старовойтов Н.П., Монстаков Д.А.,
Дудкин В.А., Тананаев И.Г.**

*ФГУП «ПО «Маяк», Россия, 456780, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

На ФГУП «ПО Маяк» продолжается поиск альтернативных органических разбавителей для экстракционных смесей на основе ТБФ, использующихся для экстракции урана либо урана и плутония в PUREX-процессе различного дизайна. В настоящее время представляют интерес два соединения класса перфторалкилкарбонатов – бис-(2,2,3,3-тетрафторпропил) карбонат (далее – БК-1) и бис-(2,2,3,3,4,4,5,5-октафторамил) карбонат (далее – БК-2) – потенциально обладающие приемлемыми эксплуатационными показателями.

На ФГКП «ПО «Маяк» [1] проведены исследования термической стабильности и определены параметры взрывопожаробезопасности для новых экстракционных смесей на основе фторированных разбавителей БК-1 и БК-2. Полученные результаты позволили рассчитать удельную скорость газовыделения. Показано, что новые разбавители являются стойкими к азотной кислоте. Значительные экзотермические процессы заметны лишь при концентрации азотной кислоты более 10 моль/дм³. В сравнении с экстракционными смесями с разбавителем C₁₃, исследуемые системы не имеют залпового ускорения экзотермической реакции, а максимальные скорости роста давления в системах с разбавителями БК даже в присутствии 12 моль/дм³ азотной кислоты не превышали 10 кПа/мин. Сделан вывод, что применение карбонатов фторированных спиртов марок БК-1 и БК-2 в качестве разбавителей ТБФ вместо углеводородных соединений (например, C₁₃) не ухудшает условия взрывопожаробезопасности технологического процесса. Проведенные исследования параметров теплового взрыва смесей азотной кислоты высокой концентрации (до 12 моль/дм³) при использовании в качестве экстрагента раствора ТБФ в тяжелых фторированных разбавителях БК-1 и БК-2, позволяют рассмотреть возможность получения разрешения на увеличение допустимой к использованию концентрации азотной кислоты, например, на этапе растворения отработавшего ядерного топлива.

Литература

1. Казаков В.А., Старовойтов Н.П., Монстаков Д.А., Дудкин В.А., Тананаев И.Г. / Анализ безопасности использования новых перспективных тяжелых разбавителей в радиохимическом производстве // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2025 по направлению «Инновационные ядерные технологии». Сборник научных трудов всероссийской научно-практической конференции, 26-28 февраля 2025, г. Снежинск. – ISBN № 978-5-7262-3141-9 – С. 81-84. – URL:https://www.sphti.ru/wp-content/uploads/2025/02/тезисы-НС-2025_c-ISBN.pdf (дата обращения: 11.03.2025).

ВЛИЯНИЕ АКТИВНЫХ ДОБАВОК НА ИЗМЕНЕНИЕ СВОЙСТВ ДЕЗАКТИВИРУЮЩИХ ПЛЁНКООБРАЗУЮЩИХ КОМПОЗИЦИЙ НА ОСНОВЕ ПОЛИВИНИЛОВОГО СПИРТА

Евстигнеев О.Д.,^а Анциферова Е.Ю.,^а Парабин П.В.,^а Щербаков К.А.^б

^аАО «Высокотехнологический институт неорганических материалов
имени академика А.А. Бочвара», 123098, Москва, улица Рогова, 5А,

^бНациональный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,
115409, Москва, Каширское шоссе, 31
e-mail: oldevstigneev@bochvar.ru

Применение полимерных плёнообразующих составов для дезактивации различных объектов обладает рядом преимуществ, ключевыми из которых является эффективность удаления загрязнения с поверхности без образования жидких радиоактивных отходов.

Составы, представленные в работе, имеют в своей основе поливиниловый спирт, глицерин, комплексообразователь, а также лимонную (№1) или азотную (№ 2) кислоты. Полученные составы демонстрируют более высокую эффективность дезактивации образцов из защитных полимерных материалов по сравнению с коммерчески доступными средствами (жидкостная дезактивация с помощью СФ-3К). Загрязняющий раствор представлен нитратом цезия.

После 3 циклов загрязнения и дезактивации образцов средством СФ-3К коэффициент дезактивации (КД) был близок к нулю. Дополнительная обработка образцов композициями №1 и №2 способствовала к снижению остаточного загрязнения.

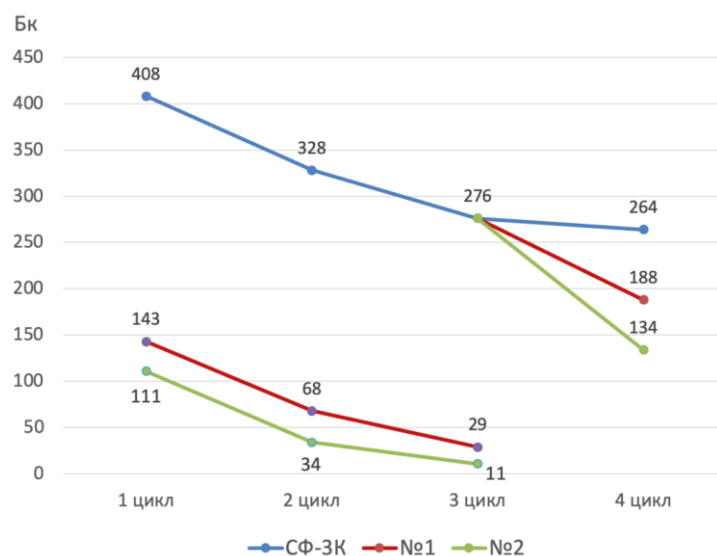


Рисунок 1. График остаточного загрязнения после циклов дезактивации

Степень воздействия на материал образцов оценивалась с помощью рамановской конфокальной спектроскопии на установке SOL Confotec MR350. Наибольшее значение глубины слоя травления было зафиксировано на образцах нержавеющей стали и составило 0,159 мкм. Глубина слоя, подвергшегося травлению, для эпоксидного и эмалевого полимерного покрытия составила 0,102 и 0,045 мкм, соответственно.

ОПТИМИЗАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ И ОБОСНОВАНИЕ СХЕМНЫХ РЕШЕНИЙ МЕТОДАМИ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ МП ОДЭК

Евсюкова Ю.А., Шмидт О.В.

*АО «Прорыв», 119607, Москва, Раменский бульвар, д.1,
e-mail: eua@pnproryv.ru*

Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) содержит в себе некоторое количество тяжелого изотопа водорода – ^3H . Содержание трития в ОЯТ зависит от выгорания, суммарной выдержки отработавшего топлива до переработки и диффузии трития через оболочку твэла. ОЯТ растворяют в азотной кислоте и далее направляют на технологические операции для отделения актинидов от продуктов деления, при этом образуются большие объемы жидких радиоактивных отходов (ЖРО), в том числе, содержащие тритий. Для минимизации ЖРО можно проводить регенерацию азотной кислоты и воды, для их рецикла на технологические операции, но это приводит к накоплению трития, что является проблемой при гидрометаллургической переработке ОЯТ. Для снижения концентрации трития в водных потоках при переработке ОЯТ его необходимо периодически выводить из водной системы, например, применяя установку детритизации (разделение изотопов водорода). Установка детритизации из-за взрывопожаробезопасности требует отдельного здания, поэтому ее применение может быть не всегда оправдано.

Для оптимизации технологии переработки ОЯТ на модуле переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса (МП ОДЭК) рассмотрели несколько вариантов организации рецикла азотной кислоты и воды, как с применением установки детритизации, так и без нее. С помощью ПК «ВИЗАРТ» были проведены расчеты материального баланса потоков технологических схем для разных вариантов рецикла. Были определены объемы образующихся ЖРО, концентрация трития в конденсатах установок упаривания, допустимый объем для помещений III класса работ, количество установок и время их работы.

На основе проведенных расчетов было обосновано схемное решение для МП ОДЭК, что оптимальным вариантом будет схема с отдельным тритиевым и бестритиевым контуром без применения установки детритизации, что учтено в проектной документации на модуль переработки.

МЕХАНИЗМЫ АДСОРБЦИОННОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ U(VI) С ПОВЕРХНОСТЬЮ ПЕРСПЕКТИВНЫХ НАНОМАТЕРИАЛОВ

**Иванов Н.П.,^а Тригуб А.Л.,^б Калашникова Г.О.,^в Шурыгин А.Л.,^а
Шичалин О.О.,^г Папынов Е.К.^а**

^аДальневосточный Федеральный Университет, п. Аякс, 10, Владивосток, 690922 Россия,

^бНациональный исследовательский центр «Курчатовский институт», пл. Академика Курчатова, д. 1. Москва, 123182 Россия

^вФедеральный исследовательский центр,

Кольский научный центр РАН, ул. Ферсмана, 14, Апатиты, 184209 Россия

^гСахалинский государственный университет,

пр. Коммунистический, д. 33 Южно-Сахалинск, 693008 Россия

e-mail: ivanov.np@dvfu.ru

Селективное извлечение урана U(VI) из жидких радиоактивных отходов (ЖРО) и технологических сред начального этапа ядерного топливного цикла (ЯТЦ) является одной из важнейших задач современной прикладной радиохимии в РФ. Разработка новых способов выделения урана важна не только для повышения экологической безопасности ЯТЦ, но и экономической эффективности перспективных промышленных процессов скважинного подземного выщелачивания.

Применение перспективных наноматериалов для селективного удаления радионуклидов урана представляет собой крайне многообещающее направление исследований. В частности, фундаментальное понимание механизмов адсорбции урана на данных сорбентах открывает путь к направленному химическому синтезу наноматериалов с превосходящими характеристиками сорбционной селективности и сорбционной емкости.

Для структурного исследования адсорбированных форм урана наиболее релевантно применение методик спектроскопии поглощения рентгеновского излучения EXAFS и XANES на источниках синхротронного излучения (СИ). Комбинируя данные методики с широким спектра лабораторных методов анализа структуры сорбентов, можно получить полное представление о механизмах адсорбции урана.

В рамках данной работы было проведено исследование механизмов адсорбции урана на перспективных синтетических и природных (модифицированных) наноматериалах: слоистых двойных гидроксидах (СДГ), вермикулите, титаносиликатах и других сорбентах. Применение методик EXAFS/XANES на источниках СИ, лабораторных методов анализа конденсированного состояния вещества и классических физико-химических методов исследования процессов адсорбции позволило раскрыть механизмы сорбционного взаимодействия урана с поверхностью данных материалов. В большинстве случаев данные такие обусловлены поверхностным комплексобразованием внутрисферного характера с координацией анионных (карбонатных и гидроксильных) комплексов уранила к функциональным группам поверхности сорбентов.

Полученные выводы имеют значение в области улучшения характеристик сорбционной емкости и селективности данных наноматериалов. В частности, для СДГ продемонстрировано увеличение сорбционной емкости по отношению к уранилу при модификации процессов синтеза с учетом полученных данных о механизмах адсорбции.

Исследование выполнено в рамках Государственного задания № FZNS-2024-0013, тема: «Спектроскопия рентгеновского поглощения на источниках синхротронного излучения для направленного химического синтеза функциональных материалов востребованных в атомной промышленности»

ПОЛУЧЕНИЕ ГРАНУЛ ТИТАНОСИЛИКАТНЫХ СОРБЕНТОВ И ИХ СОРБЦИОННЫЕ СВОЙСТВА ПО ОТНОШЕНИЮ К РАДИОНУКЛИДАМ ^{137}Cs И ^{90}Sr

**Калашникова Г.О.^а, Смирнов И.В.^б, Милютин В.В.^в, Некрасова Н.А.^в, Грязнова Д.В.^а,
Самбулов Г.О.^а, Селиванова Е.А.^{а,г}, Пахомовский Я.А.^{а,г}, Тананаев И.Г.^{а,д}**

^аЦентр наноматериаловедения ФИЦ «Кольский научный центр Российской Академии
Наук», 184209, Апатиты, Ферсмана 14,

^бСанкт-Петербургский государственный университет,
199034, Санкт-Петербург, Университетская наб. 7-9

^вИнститут физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН,
119071, Москва, Ленинский проспект 31

^гГеологический институт, ФИЦ КНЦ РАН, 184209, Апатиты, Ферсмана 14

^дИнститут химии и технологии редких элементов и минерального сырья
им. И.В.Тананаева ФИЦ КНЦ РАН, 184209, Апатиты, Академгородок 26а
e-mail: g.kalashnikova@ksc.ru

Сочетание набора свойств присущих цеолитам, высокая стойкость к химическому, термическому и радиационному воздействию делает титаносиликатные материалы [1] привлекательными для создания на их основе новых типов сорбентов селективного извлечения и долговременной иммобилизации радионуклидов [2]. В настоящее время не все новые материалы получают в гранулированном виде. Для повышения механической стабильности гранул цеолитов в качестве неорганических связующих часто используют бентонит или $\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_7$ -метакаолин. Содержание в таком случае связующего в диапазоне от 20 до 40 масс. % линейно повышает механическую стабильность гранул. Тем не менее, адсорбционная способность материалов по отношению к двухвалентным катионам снижается на 35%. В ряде отечественных и зарубежных работ и патентов гранулирование проводят при повышенной температуре обжига 873 К, часто в несколько этапов, что значительно усложняет технологический процесс приготовления гранул. Иногда в процессе гранулирования создается структура "ядро-оболочка" с подходящими механическими свойствами, однако гранулы в таком случае не редко обладают низкими показателями смачиваемости.

В настоящей работе представлены результаты изучения четырех различных методов грануляции для синтетических аналогов редких титаносиликатных минералов (линтисита, иванюкита, зорита). Материал в гранулированном виде был получен при помощи грануляции в псевдооживленном слое и сухого распыления, центробежном, шнекороторном гранулировании. Представлены результаты исследования и сопоставления сорбционных свойств сорбентов в исходном и гранулированном виде. Сорбция радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr была проведена на основе модельных растворов кубового остатка АЭС с реакторами типа РБМК и ВВЭР - в случае ^{137}Cs , а также растворов Na_2CO_3 , CaCl_2 и реальной морской воды (Севастопольская бухта Черного моря) - в случае ^{90}Sr . В качестве образцов сравнения использовались сорбенты: TiSi-БС, ФНС-10, Термоксид-35, КУ-2×8, КЛ, МДМ, NaA, CRM-Sr.

Литература

1. Oleksiienko O., Sillanpaa M. Advanced water treatment. Adsorption, 2020, 5, 361-444.
2. Ivanov N.P., Marmaza P.A., Shichalin O.O., et al. Radiochemistry, 2023, 65, s29-s35.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РНФ, проект № 24-63-00006.

ИНЖЕНЕРНЫЕ РЕШЕНИЯ ПОЛНОМАСШТАБНОГО МАКЕТА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ ПОТОКОВОЙ УСТАНОВКИ МЕХАНИЧЕСКОЙ СОРТИРОВКИ РЗГ

Каленова М.Ю., Пименов А.Е., Гаврилов С.Л., Уткин В.Б.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва, Большая Тульская, 52
MYKalenova@ibrae.ac.ru*

Автоматизированная потоковая сортировка радиоактивно загрязненного грунта (РЗГ) является стратегически важным инструментом для эффективной реабилитации территорий объектов ядерного наследия (ОЯН). Данный подход позволяет ощутимо сократить объем радиоактивных отходов (РАО), подлежащих окончательной изоляции, и создает предпосылки для повторного использования грунтов, что является приоритетной задачей при решении вопросов экологической безопасности.

Добиться эффективной реабилитации территорий ОЯН возможно в условиях соответствия систем сортировки РЗГ современным требованиям, а именно: модульное исполнение; мобильность; автономность; обеспечение непрерывного режима работы; ориентация на серийно-выпускаемые и доступные в РФ комплектующие в целях упрощения сервисного обслуживания или замены после выработки ресурса; возможность работы с грунтами, характеризующимися вариативностью радиоактивного загрязнения.

Существующие в РФ референции обосновывают актуальность разработки усовершенствованной установки механической сортировки РЗГ (УМС РЗГ) [1].

В докладе представлены инженерные решения, реализованные при разработке полномасштабного макета УМС РЗГ. Особенностью конструкции является контейнерное исполнение в сочетании с модульностью, что обеспечивает мобильность, сокращение времени монтажных и демонтажных работ, а также упрощает логистику к месту эксплуатации. С целью обеспечения непрерывности технологического процесса предусмотрена возможность отвода продуктов сортировки без останова макета, что позволяет повысить общую производительность и ресурс работы оборудования.

Эффективность сортировки РЗГ, в первую очередь, определяется характеристиками системы радиационного контроля, состоящей из детекторов, систем обработки сигналов и алгоритмов выделения загрязненного материала. Измерительная часть в макете состоит из нескольких гамма-спектрометров и блока детектирования мощности дозы гамма-излучения. Для выбора параметров и обоснования конфигурации блока радиационного контроля использовались экспериментальные и расчетные данные с учетом возможностей российских производителей и поставщиков оборудования. Моделирование энергетических спектров композиций радионуклидов в различных геометриях измерений выполнялось методом «Монте-Карло» с применением кода GEANT4 [2]. Учет потенциально присутствующих в грунте сложно детектируемых нуклидов будет осуществляется методом «Scaling factor» («нуклидный вектор»).

Литература

1. Горбунова О.А. Сборник тезисов докладов на конференции Радиохимия-2022. С. 367
2. Determination of the dose rate from the pulse-height spectra of an airborne gamma-ray spectrometer based on an unmanned aerial vehicle / S.L. Gavrilov, A.E. Pimenov, A.M. Shvedov [et al.] // Atomic Energy. – 2023. – Vol. 135, No. 1-2. – P. 74-80

*Работа выполнена в рамках государственного контракта от 25.05.2023
№ Д.4ш.244.20.23.1082*

ПРИМЕНЕНИЕ ЭКСТРАКЦИОННОЙ ХРОМАТОГРАФИИ ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ

Коптяева А.Г.^а, Подрезова Л.Н.^а, Баркова А.В.^{а,б}

^а*Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов
имени академика А.А. Бочвара,*

123098, Москва, ул. Рогова 5а

^б*Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева, 125047, г.*

Москва, Миусская площадь, д. 9, стр. 1

e-mail: AGKoptyaeva@bochvar.ru

В результате экстракционной переработки ОЯТ образуются высокоактивные отходы (ВАО), главным образом, рафинаты первого экстракционного цикла, которые и представляют собой объект для фракционирования. Из высокоактивного рафината можно выделить несколько групп элементов – «короткоживущую» фракцию (Cs, Sr), минорные актиниды (Am, Np, Cm), металлы платиновой группы (Rh, Pd, Ru).

Выделенные минорные актиниды (Am и Np) могут быть направлены на фабрикацию ядерного топлива для гомогенного или гетерогенного дожигания в реакторах на быстрых нейтронах; выделенный Cm после длительного хранения трансформируется в плутоний и может быть возвращён в ЯТЦ [1]. Для моделирования процесса разделения америция и кюрия в лабораторных условиях были использованы неодим и самарий в качестве имитаторов данных ТПЭ. Выбор именно этих элементов обусловлен близостью их физико-химических свойств, причина которой заключается в схожих значениях ионных радиусов катионов [2].

Целью настоящей работы является исследование возможности применения метода экстракционной жидкостной хроматографии для разделения пары f-элементов с близкими свойствами. В методе используется широко распространённый и хорошо изученный нейтральный фосфорорганический экстрагент – ТБФ. Невысокая селективность данного экстрагента нивелируется применением высаливателя (LiNO_3) и возможностью реализации большого количества актов экстракции и реэкстракции за счёт хроматографического исполнения процесса [3].

В работе описаны теоретические основы предлагаемого метода, исследовано влияние различных факторов (режимов работы установки; концентраций высаливающего реагента, металлов и азотной кислоты) на эффективность разделения. Для осуществления аналитического контроля содержания РЗЭ в ходе проведения процесса была разработана методика определения Nd и Sm в выходящих органических потоках методом оптико-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой.

Литература

1. Косякин Д. А. и др. Исследование зависимости эффективности трансмутации Am-241 от энергетической структуры плотности нейтронного потока. – Обнинск: АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», 2021. – 38 с.
2. Евсюнина М.В. и др., *Вестник Московского университета. Серия 2. Химия*, 2021, **62**, 387.
3. Экстракционная хроматография : пер. с англ. / ред. Т. Браун, Г. Герсини. – М.: Мир, 1978. – 627 с.

ДОИЗВЛЕЧЕНИЕ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ИЗ МИКРОВОТЭЛОВ МЕТОДОМ СВЕРХКРИТИЧЕСКОЙ ФЛЮИДНОЙ ЭКСТРАКЦИЕЙ ИЗ ОТХОДОВ ГИДРОМЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ВТГР

Кошечев А.М.^а, Шадрин А.Ю.^б, Виданов В.Л.^в

^аАО «ВНИИНМ» им. А.А. Бочвара, 123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а,

^бЧУ «Наука и инновации», 119017, Москва, ул. Большая Ордынка, д. 24

^вАО «Прорыв», 119607, Москва, Раменский бульвар, д. 1

e-mail: AnMKoscheev@bochvar.ru

От переработки ОЯТ ВТГР возможно образование значительных количеств РАО, которые содержат актиноиды и продукты деления. При этом, такая переработка ОЯТ осложнена наличием большого количества углеродного материала в составе топливных сборок, топливных компактов и оболочек микровотэлов, а также слоя SiC, которые классифицируются как радиоактивный отход. Полное сжигание углерода ТВС и ТК приведет к переводу в газообразную форму ^{14}C , и образованию большого количества газообразных радиоактивных отходов [1]. Для сокращения затрат на окончательное захоронение отходов, желательно минимизировать остаточное содержание радиоактивных компонентов, в частности актиноидов, в данном виде РАО до уровня САО или НАО. По этой причине требуется подбор способов переработки ОЯТ ВТГР, не приводящих к окислению основной массы пироуглеродного и графитового материала. Одним из таких методов является сверхкритическая флюидная экстракция (СФЭ).

Целью данной работы является доизвлечение ядерных материалов методом СФЭ из ОЯТ ВТГР для возврата в топливный цикл, и снижение класса радиоактивности образующихся ТРО за счет глубокой очистки от ядерных материалов.

После гидрометаллургической переработки модельного ОЯТ ВТГР [1], был получен продукт, содержащий SiC, пироуглерод, нерастворенные остатки имитатора оксидного топлива (U, PЗЭ, Zr, Mo, Cs, Ba), растворенные компоненты ОЯТ, но сорбированные на поверхности SiC, PyC, а также в составе возможно наличие осадков, образовавшихся непосредственно в процессе растворения. Остаточное содержание урана составило 1,6 масс. %.

Доочистку осуществляли аддуктом ТБФ·HNO₃ растворенном в сверхкритическом CO₂ в статическом и динамическом режимах.

В ходе проведения экспериментов было определено влияние различных параметров на качество очистки. Увеличение температуры в диапазоне 40 – 80 С и содержания азотной кислоты в растворе флюида приводит к снижению остаточного содержания урана в отходах. Изменение давления в области 150 – 250 бар не оказывает заметного влияния на извлечение урана. Продолжительность обработки потоком флюида сказываются положительно на степень удаления урана из отходов.

В результате была достигнута очистка порошка PyC/SiC более 98 % от урана и подобраны параметры доочистки методом СФЭ в динамических условиях.

Литература

1. Подрезова Л.Н. Филимонова Е.Д., Шадрин А.Ю., Ананьева А.В., материалы Совещания по осуждению опыта обращения с накопленным нетиповым ОЯТ энергетических и исследовательских реакторов, «Технологические подходы к переработки нестандартных видов ОЯТ», 17-22 февраля 2025 г., Вена, Австрия.

**ТЕРМИЧЕСКАЯ СТАБИЛЬНОСТЬ ТВЭКС-ДБ21К7 ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ
ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ПРОЦЕССАМ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ**

**Кошеева А.М.^а, Шеламов К.В.,^а Кошеев А.М.^б, Ананьев А.В.^б, Белова Е.В.^в, Родин
А.В.,^в Обьедков А.С.^в**

^аФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»,
107140, Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8, 5

^бАкционерное общество «Высокотехнологический научно-исследовательский институт
неорганических материалов им. акад. А.А. Бочвара»,
123098, Москва, ул. Рогова, 5а

^вИнститут физической химии и электрохимии А.Н. Фрумкина Российской Академии Наук,
119071, Москва, Ленинский проспект, 31, 4
e-mail: koscheeva@secnrs.ru

Принятая в Российской Федерации концепция фракционирования радиоактивных отходов из растворов от переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), направлена на решение проблемы длительного безопасного обращения с «опасными» радионуклидами, путем их разделения на группы, родственные по химическим и/или радиотоксическим свойствам. Для фракционирования ВАО, в частности для извлечения цезий-стронциевой фракции, предполагается использовать экстрагенты на основе краун-соединений, а также для доизвлечения долгоживущих и тепловыделяющих радионуклидов – твердофазные экстрагенты (ТВЭКС). Контакт органических растворов с окислителем (азотной кислотой) может приводить к образованию и накоплению потенциально пожаровзрывоопасных соединений под воздействием температуры и облучения. Таким образом для выбора оптимальных условий проведения технологических операций фракционирования ВАО и обеспечения безопасности этих процессов необходимо определить термическую стабильность ТВЭКС – краун-эфир в контакте с азотнокислыми растворами под действием облучения.

Основными методами анализа в данной работе являлись: метод дифференциально-сканирующей калориметрии, газовая хромато масс-спектрометрия, ИК-спектроскопия. Облучение образцов проводили в стеклянных кюветах ускоренными электронами с энергией 3 МэВ на линейном ускорителе LINS-02-500 до дозы 500 кГр. Исследуемыми водными образцами являлись: растворы азотной кислоты с концентрацией 3 и 6,2 моль/л, двухкомпонентный раствор цезия и стронция по 100 мг/л (по каждому металлу); органическая фаза – 0,1 моль/л раствор дибензо-21-краун-7 (ДБ21К7) импрегнированный на инертную стирол-дивинилбензольную матрицу. В качестве реперных образцов применяли аналогичные системы без облучения.

Результаты исследований показали, что насыщенный раствором азотной кислотой (6,2 моль/л) необлученный ТВЭКС-ДБ21К7 окисляется в температурном диапазоне 220 – 360 °С, величина тепловыделения составляет 160 Дж/г. Для облученного образца (до дозы 500 кГр) значение тепловыделения увеличивается в 2 раза. Нагрев ТВЭКС-ДБ21К7, насыщенного раствором 3 моль/л азотной кислоты с нитратами Cs и Sr, сопровождается окислительным процессом с тепловыделением порядка 80 Дж/г при температуре 160 – 240 °С. Облучение образца с нитратами металлов не приводит к значительным изменениям при нагреве в инертной атмосфере.

Таким образом результаты исследования облученных образцов ТВЭКС, на основе ДБ21К7 до дозы 500 кГр показывают приемлемую радиационную и термическую стойкость (до 150 °С) для практического применения в технологиях фракционирования радиоактивных отходов, в том числе выделения цезий-стронциевой фракции.

ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ НА ФГУП «ПО «Маяк»

Кузнецова Н.А., Сахненко О.А., Козина Ю.В.

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская область, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

В настоящее время ультразвуковой (далее – УЗ) метод дезактивации достаточно широко используется на ФГУП «ПО «Маяк» для дезактивации бериллиевых специзделий, тепловыделяющих элементов (далее – ТВЭЛ), платиновых специзделий, мерительного инструмента и закрытых источников ионизирующих излучений и др.

Достижение контрольных уровней по остаточному радиоактивному загрязнению в зависимости от назначения тех или иных дезактивируемых изделий является основным критерием оценки эффективности данного метода. Многолетний опыт применения УЗ технологий показал, что данная задача решается. Далее представлен ряд примеров.

1. На ФГУП «ПО «Маяк» разработана технология УЗ дезактивации бериллиевых изделий с исходными уровнями снимаемого загрязнения около $1 \cdot 10^5$ а-част/(см²·мин) до уровней остаточного загрязнения, соответствующих НРБ 99/2009 [1]. Технология УЗ дезактивации бериллия заключается в отмывке изделий в азотно-оксалатном растворе, содержащем фторид-ион.

2. Дезактивация ТВЭЛ с исходными уровнями снимаемого загрязнения до $1 \cdot 10^3$ а-част/(см²·мин) на ФГУП «ПО «Маяк» осуществляется на установке ультразвуковой очистки труб проходного типа. В ходе дезактивации ТВЭЛ подвергается двум последовательным циклам: 1 цикл – отмывка ультразвуковым методом, 2 цикл – электрохимическая обработка. Скорость перемещения ТВЭЛ составляет 8 мм/с. В качестве электролита применяют раствор азотной кислоты с концентрацией 50 г/дм³. Разработанная технология позволяет достичь контрольные уровни по остаточному радиоактивному загрязнению (не более 79 а-част/(см²·мин)).

3. На протяжении долгих лет на ФГУП «ПО «Маяк» происходило накопление платиносодержащих изделий. В процессе эксплуатации изделия получили радиоактивное загрязнение до 10^4 а-част/(см²·мин). Для возврата драгметалла в народное хозяйство была разработана технология дезактивации, включающая в себя УЗ обработку и переплав. Наиболее успешные результаты были получены при использовании азотно-оксалатного раствора с добавлением фторид-иона. Остаточные уровни поверхностного загрязнения изделий после полного цикла дезактивации составили от 0,1 до 0,9 а-част/(см²·мин). Снимаемое загрязнение отсутствовало.

4. В процессе проведения работ происходит загрязнение поверхностей мерительного инструмента альфа-излучающими радионуклидами. Рабочий инструмент собирается с разных участков производства и перед проверкой проходит дезактивацию. Исходные уровни снимаемого загрязнения достигают $4 \cdot 10^5$ а-част/(см²·мин). Разрешенные нормы снимаемого остаточного загрязнения составляют 50 а-част/(см²·мин). В 2023 году была разработана и успешно опробована технология УЗ дезактивации с применением как коммерческих препаратов серии «Интерхиммет», так и с применением химических реагентов: карбоната аммония, триполифосфата натрия, щавелевой кислоты и др.

Литература

1. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)».

МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫХОДА ТРИТИЯ, ГАЗОВЫХ И ЛЕТУЧИХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В СИСТЕМУ ГАЗОВОЙ ОЧИСТКИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЖСР

Лучина К.А., Гаца П.В., Игнатьев В.В., Фейнберг О.С.

НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,
e-mail: Luchina_KA@nrcki.ru

Начиная с 2000 г. НИЦ «Курчатовский институт» в сотрудничестве с организациями ГК «Росатом» разрабатывает концепцию жидкосолевого ядерного реактора с а.з. полостного типа и циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов лития и бериллия (ЖСР) для замыкания ядерного топливного цикла по всем актинидам включая Np, Am, Cm и Pu [1].

Преимущества технологии ЖСР включают: (1) Возможность без изменения конструкции использования широкого спектра топливных композиций – соотношения Pu и минорных актиноидов (включая Cm) из накопленного ОЯТ; (2) Отсутствие необходимости в фабрикации и рефабрикации топливных таблеток, ТВЭЛ и ТВС; (3) Удаление продуктов деления (ПД), загрузка и выгрузка топлива без останова реактора; (4) Повышенный КПД по сравнению с традиционными твердотопливными реакторами; (5) Высокая эффективность сжигания минор актиноидов, включая кюрий.

Реализация проекта полномасштабного ЖСР сжигателя долгоживущих актиноидов требует предварительной отработки технологий на исследовательском реакторе. Физический пуск исследовательского ЖСР тепловой мощностью 10МВт на площадке Горно-химического комбината (г. Железнодорожск) намечен на 2031 г.

В ЖСР сухой обескислороженный гелий прокачивается через рабочую полость топливного насоса, обеспечивая извлечение газовых ПД (Xe, Kr), части благородных и полублагородных металлов (аэрозоли Mo, Ru, Nb, Te), а также трития из соли в систему газовой очистки (СГО). Сложность представляет проблема удержания трития, способного проникать через стенки защитных барьеров при рабочих температурах топливного и промежуточного контуров [2].

Таким образом, разработка и моделирование СГО играют ключевую роль в обеспечении радиационной безопасности ЖСР. НИЦ «Курчатовский институт» предложена расчетная модель СГО для исследовательского ЖСР, основанная на опыте эксплуатации исследовательского реактора MSRE в США.

С использованием мультифизического расчетного комплекса MULTIMSR [3], для исследовательского ЖСР получены результаты изменения по кампании изотопного состава нуклидов, остаточного энерговыделения и активности в элементах СГО, включая распределения трития в контурах и помещениях. Суммарное энерговыделение в СГО составляет от 0,3% до 0,7% от номинальной мощности реактора, в зависимости заданного времени выведения ГПД и БМ из топливной соли.

Литература

1. Игнатьев В.В., Фейнберг О.С., Хаперская А.В. и др. Жидкосолевой реактор как необходимый элемент замыкания ядерного топливного цикла по всем актиноидам // Атомная энергия, 2018, т.125, вып.5, с. 251—255
2. Гаца П.В., Шутова К.А., Закиров Р.Я., Игнатьев В.В., Фейнберг О.С. Моделирование поведения трития в жидкосолевом ядерном реакторе. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов, 2022, вып. 2, с. 118–130
3. Куприянов К. С., Колобовников И. П., Лучина К. А., Фейнберг О. С., Игнатьев В. В. Мультифизическое моделирование ЖСР // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2025. — № 1. — С. 109–123

ДИФфуЗИЯ ЭЛЕМЕНТОВ ИЗ ВЫЩЕЛАТОВ ФОСФОР- И БОРОСОДЕРЖАЩИХ МАТРИЦ РАО В ИСКУССТВЕННЫХ И ПРИРОДНЫХ ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛАХ ПГЗРО

Мартынов К.В., Андрющенко Н.Д., Коневник Ю.В., Захарова Е.В.

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук,
119071, г. Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4,
e-mail: mark0s@mail.ru*

Методом сквозной диффузии при комнатной температуре с помощью радиохимических (^{99}Tc , ^{137}Cs) и стабильных (Li, B, P, Se, Mo, Cs и U) трассеров была изучена диффузия элементов из выщелатов модельных матриц для РАО: боросиликатных (В-БСС) и борофосфатного (В-БФС) стекол в поровых растворах барьерного (бентонит) и природного (милонит) глинистых материалов. Были определены эффективные коэффициенты диффузии элементов (D_e , см²/с) и выявлены их зависимости от общего фактора диффузии (F_D), объединяющего влияние общей пористости (ε), доли минералов группы смектита в материалах ($C_{\text{см}}$) и концентрации элементов в поровом растворе ($C_{\text{пор}}$, мг/л). Сравнение полученных результатов с установленными ранее закономерностями диффузии элементов РАО из модельных растворов подземной воды (ПВ) и выщелатов фосфатного стекла (В-ФС) показало, что Li, B, P, Mo, Tc и Cs не чувствительны к типу солевой системы и суммарному содержанию солей в растворе. Эффективные коэффициенты диффузии этих элементов в разных геохимических системах могут быть описаны едиными численными моделями. Модели диффузии Se и U из подземной воды и выщелатов матриц РАО требуют разных численных решений. В то же время на их диффузию не влияют преобладающие в выщелатах анионные компоненты: фосфат, борат или их смесь.

Элемент	ПВ	В-ФС	В-БСС	В-БФС
Li	—	—	$F_D^{\text{Li}} = \varepsilon (1 - 0.1C_{\text{см}}) + C_{\text{пор}}^{\text{Li}}/20$ $D_e^{\text{Li}} = 4.86 \cdot 10^{-7} (F_D^{\text{Li}})^{1.19}$ ($R^2 = 0.83$)	
B	—	—	$F_D^{\text{B}} = 1.5\varepsilon (1 - 0.2C_{\text{см}}) - C_{\text{пор}}^{\text{B}}/300$ $D_e^{\text{Tc}} = 2.14 \cdot 10^{-7} (F_D^{\text{Tc}})^{0.26}$ ($R^2 = 0.81$)	
P	—	$F_D^{\text{P}} = \varepsilon (1 - 0.2C_{\text{см}}) + C_{\text{пор}}^{\text{P}}/500$ $D_e^{\text{P}} = 5.90 \cdot 10^{-8} (F_D^{\text{P}})^{0.48}$ ($R^2 = 0.52$)		
Se(IV)	$F_D^{\text{Se}} = \varepsilon(1 - 0.7C_{\text{см}}) + 0.5C_{\text{пор}}^{\text{Se}}$ $D_e^{\text{Se}} = 2.29 \cdot 10^{-7} (F_D^{\text{Se}})^{1.36}$ ($R^2 = 0.51$)	$F_D^{\text{Se}} = \varepsilon (1 - 0.2C_{\text{см}}) + 0.25C_{\text{пор}}^{\text{Se}}$ $D_e^{\text{Se}} = 1.24 \cdot 10^{-7} (F_D^{\text{Se}})^{1.30}$ ($R^2 = 0.47$)	—	
Mo	$F_D^{\text{Mo}} = \varepsilon(1 - 0.7C_{\text{см}}) + 0.33C_{\text{пор}}^{\text{Mo}}$ $D_e^{\text{Mo}} = 1.09 \cdot 10^{-7} (F_D^{\text{Mo}})^{0.38}$ ($R^2 = 0.22$)			—
Tc	—	$F_D^{\text{Tc}} = 2\varepsilon (1 - 1.1C_{\text{см}}) - 0.25C_{\text{пор}}^{\text{Tc}}$ $D_e^{\text{Tc}} = 2.34 \cdot 10^{-7} (F_D^{\text{Tc}})^{0.31}$ ($R^2 = 0.40$)	—	
Cs	$F_D^{\text{Cs}} = \varepsilon(1 - 0.1C_{\text{см}}) + 0.1C_{\text{пор}}^{\text{Cs}}$ $D_e^{\text{Cs}} = 7.74 \cdot 10^{-7} (F_D^{\text{Cs}})^{1.96}$ ($R^2 = 0.68$)			
U(VI)	$F_D^{\text{U}} = 2\varepsilon(1 - 0.7C_{\text{см}}) - 0.33C_{\text{пор}}^{\text{U}}$ $D_e^{\text{U}} = 6.53 \cdot 10^{-8} (F_D^{\text{U}})^{0.48}$ ($R^2 = 0.41$)	$F_D^{\text{U}} = 1.5\varepsilon (1 - 0.6C_{\text{см}}) + 0.5C_{\text{пор}}^{\text{U}}$ $D_e^{\text{U}} = 1.80 \cdot 10^{-6} (F_D^{\text{U}})^{0.71}$ ($R^2 = 0.57$)	—	

ИЗВЛЕЧЕНИЕ УРАНА ИЗ ЖИДКИХ СРЕД С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТАЛЛ-ПРОИЗВОДНЫХ 4-АМИНОФУРАЗАН-3-КАРБОКСАМИДОКСИМНЫХ СОРБЕНТАХ

Мацкевич А.И., Токарь Э.А., Маслов К.В., Прокудина В. А.

*Сахалинский государственный университет,
693000, Южно-Сахалинск, Коммунистический проспект 33,
e-mail: Mysmatskevich@mail.ru*

В условиях истощения традиционных урановых месторождений и существенных экологических рисков, сопутствующих их разработке, особую актуальность приобретает разработка эффективных методов извлечения урана из альтернативных источников. Потенциальным источником может стать мировой океан, где запасы урана оцениваются в 4,5 млрд. тонн, что 500-1000 раз превышает запасы урана на суше. Среди существующих технологических подходов, сорбционные методы демонстрируют наибольшую практическую реализуемость и технологическую эффективность, за счёт использования высокоселективных адсорбционных материалов. Особый интерес представляют сорбционные материалы, содержащие амфотерный амидоксимный лиганд, который сочетает слабокислый оксимный гидроксил и слабоосновную аминогруппу. Данные материалы демонстрируют высокую селективность по отношению к ионам U(IV,VI) в карбонатных средах, за счёт образования прочных пятичленных координационных комплексов.

В работе были получены и оценены сорбционно-селективные характеристики материалов на основе производной 4-аминофураза-3-карбоксиамидоксима с использованием в качестве гетероатомов переходных металлов Cr, Co и Mo. Исследование физико-химических свойств материалов с использованием ИК, РФА, РФЭС, СЭМ и др., позволило установить, что в ходе реакции полимеризации гетероатомом встраивается в органический радикал и выступает в качестве полимер образующего мостика. В статических условиях сорбции U(VI) была установлена зависимость эффективности извлечения радионуклида от pH среды в модельных растворах, содержащих 0,01M NO_3^- , HCO_3^- , SO_4^{2-} , PO_4^{3-} . В качестве образца сравнения в работе использовали ранее разработанный адсорбент Se-ам. Введение в полимерную структуру переходных металлов Mo, Cr и Co позволило увеличить значения коэффициента распределения урана (K_r , мл/г) на 1-3 (10^4 - 10^6 мл/г) порядка при pH 4-8, в сравнении с Se-ам. Однако, при повышении pH наблюдается снижение значений K_r , ввиду как частичного растворения адсорбента, так и за счёт вероятного образования кислородсодержащих анионных комплексов MoO_4^{2-} и $\text{Cr}_2\text{O}_7^{2-}$, препятствующих связыванию урана в растворах с $\text{pH} \geq 6$ ($(\text{UO}_2)_3(\text{OH})_7^-$ $\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$). В растворах с $\text{pH} < 6$, эффективность извлечения урана увеличивается в ряду Se-ам < Cr-ам < Mo-ам < Co-ам. Наблюдаемая повышенная селективность Co-ам к U(VI), вероятно связана с высокой координирующей способностью металла по отношению к кислородсодержащим ионам уран в кислых растворах (UO_2^{2+} , $(\text{UO}_2)_2(\text{OH})_2^{2+}$ или $(\text{UO}_2)_3(\text{OH})_5^{5+}$). Установлено, что адсорбенты демонстрируют повышенное сродство к урану в интервале pH 4–8, при этом максимальные значения коэффициента распределения достигают 10^4 – 10^6 , что обусловлено образованием устойчивых полиядерных комплексов с ураном. Таким образом полученные материалы могут быть рекомендованы для задач извлечения урана из жидких сред с в широком диапазоне pH.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект № 24-23-00160.

СОРБЦИЯ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ НА БЕНТОНИТАХ РАЗЛИЧНЫХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ

**Меньшикова-Тонян И.Р.^а, Семенкова А.С.^а, Свительман В.С.^б, Романчук А.Ю.^а,
Калмыков С.Н.^а**

^аМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы, д. 1, с. 3,

^бИнститут проблем безопасного развития атомной энергетики РАН,
115191, г. Москва, Большая Тульская ул., д. 52.
e-mail: iton612@yandex.ru

Для изоляции радиоактивных отходов на длительный период времени необходимо создание инженерных барьеров безопасности, в составе которых бентонитовые глины являются перспективными материалами. Ввиду высокого содержания минералов подгруппы смектита они обладают низкой водопроницаемостью и высокой сорбционной способностью. Для выбора оптимального материала и обоснования долгосрочной безопасности хранилищ необходимо установление закономерностей сорбции на широкой выборке глин и создание унифицированной модели сорбции на бентонитовых глинах с учетом их минерального состава, состава раствора и концентрации радионуклидов.

В работе была изучена сорбция Cs^+ и Sr^{2+} на 11 образцах бентонитовых глин различных месторождений. Было проведено термодинамическое моделирование полученных изотерм сорбции с использованием различных подходов: учет наличия различных типов сорбционных центров и их количества.

Для Cs^+ и Sr^{2+} характерно взаимодействие с глинами по механизму ионного обмена. Полученные изотермы связывания Cs^+ демонстрируют наличие двух типов сорбционных центров для всех исследуемых образцов (Рисунок 1А). Моделирование полученных изотерм сорбции Cs^+ показало, что наилучшее описание получено также для модели с двумя типами центров. Сопоставление концентраций полученных центров с индивидуальными характеристиками образцов глин позволяет предположить существование корреляции концентрации низкоселективных центров с содержанием смектита, а высокоселективных центров – с октаэдрическим зарядом слоя. В исследуемом диапазоне концентраций для Sr^{2+} наблюдается только одно плато на изотермах (Рисунок 1Б), имеющее схожую с Cs^+ зависимость, что говорит о присутствии одного типа сорбционных центров в данном случае. Показано, что на сорбцию Sr^{2+} большое влияние оказывают двухзарядные катионы (Ca^{2+} , Mg^{2+}), способные конкурировать за связывание. Предложенный модельный подход, учитывающий условия среды, способен прогнозировать сорбцию радионуклидов, взаимодействующих по механизму ионного обмена.

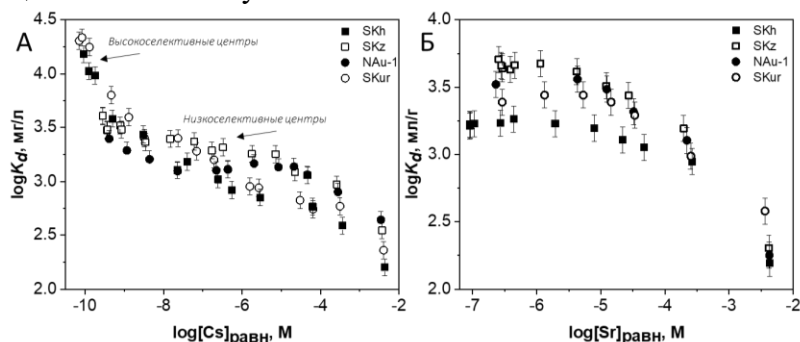


Рисунок 1. Изотермы сорбции Cs^+ (А) и Sr^{2+} (Б) на бентонитовых глинах

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского Научного Фонда (проект 23-73-30006).

ФОРМЫ СУЩЕСТВОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДАХ АЭС

Милютин В.В., Каптаков В.О., Некрасова Н.А.

*ФГБУН ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина РАН,
119071, г. Москва, Ленинский проспект, 31, кор. 4;
e-mail: vmilyutin@mail.ru*

В процессе эксплуатации АЭС образуются значительные количества радиоактивно-загрязненных водных технологических потоков: трапные воды, отработанные дезактивационные и регенерационные растворы, воды спецпрачечных и др., получившие общее наименование – жидкие радиоактивные среды (ЖРС). В настоящее время все виды ЖРС собирают вместе и упаривают с получением высокосолевого кубового остатка, который направляют в хранилище жидких отходов. На сегодняшний день на большинстве российских АЭС хранилища жидких отходов заполнены или близки к заполнению, что делает проблему разработки новых способов переработки ЖРС весьма актуальной.

Данная проблема может быть решена путем разработки методов селективного извлечения микроколичеств радионуклидов и отделения их от основной массы неактивных солей. При разработке методов очистки ЖРС от радиоактивных загрязнений главным является определение форм существования радионуклидов в очищаемой среде. Реальные ЖРС являются сложными фазово-дисперсными системами, в которых радионуклиды могут находиться в различных формах, как растворимой (ионной), так и в нерастворимой (коллоиды, псевдоколлоиды, взвешенные частицы), для удаления которых используются различные физико-химические методы.

В работе изучен химический, радионуклидный и фазово- дисперсный состав ЖРС (трапных вод) одной из российских АЭС с реактором типа ВВЭР-1200. Определено, что основными дозообразующими радионуклидами ЖРС являются ^{125}Sb , $^{137,134}\text{Cs}$, ^7Be , $^{110\text{m}}\text{Ag}$ и ^{60}Co , общий вклад которых в суммарную активность ЖРС составляет более 95%. При определении фазово-дисперсного состава было установлено, что основная часть (70-90%) радионуклидов сурьмы, бериллия, серебра и кобальта находится в нерастворимой форме в виде взвесей и коллоидов. Доля нерастворимых форм радионуклидов цезия составляет около 15%.

Анализ фазово-дисперсного состава ЖРС позволяет целенаправленно подойти к выбору наиболее эффективных методов очистки от присутствующих в их составе радионуклидов. Для удаления нерастворимых форм радионуклидов было предложено использование методов коагуляции и мембранных методов (микро-, ультра- и нанофильтрации), а для растворимых форм - сорбционные методы.

Полученные экспериментальные результаты показали, что для глубокой очистки трапных вод АЭС наиболее эффективным является использование комплексного метода, включающего стадии предварительной очистки методом нанофильтрации и сорбционной доочистки на ферроцианидном сорбенте Термоксид-35. Использование данного метода позволило извлечь все присутствующие в составе ЖРС радионуклиды с эффективностью 97-99%.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ БЕЗВОДНОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ В УСЛОВИЯХ ДЕЙСТВУЮЩЕГО РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРЕДПРИЯТИЯ

Корочкин Е.И.¹, Кудинов А.С.¹, Мурзин А.А.¹, Мишина Н.Е.¹,
Николаев А.Ю.¹, Рябкова Н.В.¹, Ермаков А.И.², Крысин Д.И.², Никитин Э.М.², Семенов
Д.А.², Беспала Е.В.³, Рыбин А.Н.⁴

¹АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»,

²АО «ТВЭЛ»,

³АО «ОДЦ УГР».

⁴ФГУП «НО РАО»

194021, г. Санкт-Петербург, 2-й Мурунский пр., д.28,

e-mail: anikolaev@khlopin.ru

В целях снижения объема вторичных радиоактивных отходов спецпрачечных с 2021 года ведется совместная работа АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» и АО «ТВЭЛ» по созданию и испытанию экспериментального образца установки безводной дезактивации спецодежды [1,2] с загрузкой 3 кг СИЗ. В качестве растворителя используется фреон R-134a. Рабочие параметры проведения процесса – 60 °С при равновесном давлении 1,5 МПа. В установке реализована рециркуляция растворителя.

Проведена серия экспериментов по дезактивации реальных образцов спецодежды, бывших в использовании действующего радиохимического предприятия. Испытания проводились на площадке научно-экспериментального комплекса АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» г. Гатчина.

В качестве исследуемых образцов были использованы СИЗ с уровнями радиоактивного загрязнения от 10 до 1380 α -частиц/мин.*см² и от 50 до 1810 β -частиц/мин.*см².

При использовании дезактивирующей рецептуры, состоящей из смеси ПАВ, химических усилителей стирки, фторзамещенных органических кислот, производных фосфорной кислоты и специфических комплексообразователей, была показана принципиальная возможность дезактивации спецодежды с достижением значений остаточной активности ниже контрольных уровней.

Показана эффективность дезактивации спецодежды в среде сжиженного фреона. Средние значения степени дезактивации для альфа- и бета-излучающих загрязнений составили 91 % и 83 % соответственно.

Литература

1. Разработка исходных данных для создания модульной установки безводной дезактивации спецодежды / Е. И. Корочкин, А. А. Мурзин, А. Ю. Николаев, А. С. Чиркова // Радиохимия-2022: X Российская конференция с международным участием, Санкт-Петербург, 26–30 сентября 2022 года. – Москва: ООО "Месол", 2022. – С. 283.
2. Корочкин, Е. И. Создание экспериментального образца модульной установки безводной дезактивации спецодежды / Е. И. Корочкин, А. Ю. Николаев, А. А. Мурзин // X международная научно-практическая конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли "Команда": Сборник тезисов, Санкт-Петербург, 27–30 июня 2023 года. – Санкт-Петербург: ООО "Издательский дом Недра", 2023. – С. 99-100.

Работа проводится в рамках Единого отраслевого тематического плана.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЧНОСТНЫХ СВОЙСТВ ГОРНЫХ ПОРОД ПРИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ВОЗДЕЙСТВИЯХ

Озерский Д.А.,^а Казаков К.С.^б, Пожаркова И.Н.,^в Трояк Е.Ю.,^в Григорук Д.Г.^б

^а*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Красноярский филиал.
Россия, 662971, Красноярский край, г Железногорск, ул 22 Партсъезда, д. 13*

^б*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Россия,
115191, Москва, Большая Тульская ул., 52. в*

^в*ФГБОУ ВО Сибирская пожарно-спасательная академия ГПС МЧС России,
662972, Железногорск, Северная ул., 1
e-mail: oda@ibrae.ac.ru*

Поведение скальных горных пород, материалов крепи горных выработок и глинистых буферных материалов в составе ПГЗРО при повышенных температурных воздействиях со стороны упаковок с остеклованными РАО являются предметом натурных исследований в ПИЛ, создаваемой в недрах Енисейского участка (Красноярский край). Результаты данных исследований позволят верифицировать выполняемые прогнозные расчёты в рамках обоснования долговременной [1] и эксплуатационной безопасности планируемого захоронения РАО [2].

Разогрев горных пород, крепи и буферных материалов до 100-125 °С в первые 50-70 лет после захоронения РАО будет вызван их остаточным тепловыделением [3]. Кроме того, существует также вероятность краткосрочного высокотемпературного воздействия на элементы ПГЗРО в следствии аварийных ситуаций, например, пожара. Риск его возникновения будет сводиться к минимуму рядом организационно-технических мероприятий, но последствия нештатных ситуаций должны быть также оценены и, при необходимости, верифицированы данными лабораторных и, при необходимости, натурных исследований.

Горные породы, которыми сложен целевой интервал глубин (преимущественно архейские гнейсы) под воздействием повышенных температурных воздействий при пожаре могут изменять свои физико-механические свойства. В зонах, подвергшихся влияниям резкого роста температур, также ожидается деградация свойств бетонов и буферных материалов, что может привести к снижению устойчивости горных выработок и дополнительного растрескивания горных пород в приконтурной зоне, что негативно скажется на её водопроводящих свойствах.

Первичные данные экспериментов по нагреванию пород до температур 800°С [4] создали базис для дальнейшего анализа. Фиксации подлежали цветовые характеристики образцов в RGB шкале, рентгенофазовые дифракции кристаллических решеток, результаты предельных нагрузок на образцы горной породы при одноосных нагрузках [4].

Полученные значения прочности на одноосное сжатие образцов после термического воздействия находятся в интервале значений 120 – 210 МПа, что соответствует средним показателям для ненагретой породы, при явных цветовых изменениях и зафиксированной вещественной трансформации. Таким образом, по первичным оценкам эксплуатационная безопасность выработок ПИЛ и впоследствии ПГЗРО при возникновении пожаров будет соблюдена.

Литература

1. Горелов М. М., Дробышевский Н. К, Моисеенко Е. В., Савельева Е. А., Свительман В. С. Анализ чувствительности численной модели эксперимента «термомеханика пород» в условиях ПИЛ // Радио активные отходы. 2020. № 1 (10). С. 92-100. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-1-92-100.
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. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-4-66-73.

3. Дробышевский Н. И., Моисеенко Е. В., Бутов Р. А., Токарев Ю. Н. Трехмерное численное моделирование теплового состояния пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве горных пород // Радиоактивные отходы. – 2017. – № 1(1). – с. 66-75.
4. Трояк Е.Ю., Пожаркова И.Н., Литвинская Т.А. Микроскопический анализ и исследование цветовых характеристик керна скважин подземной исследовательской лаборатории при термическом воздействии // Современные проблемы гражданской защиты. 2025. №1 (54). С.124-134.

ВЫДЕЛЕНИЕ ЦЕННЫХ КОМПОНЕНТОВ ИЗ НЕРАСТВОРИМОГО ОСАДКА PUREX-ПРОЦЕССА

Осипенко А.А.

*ИХТРЭМС КНЦ РАН, 184209, Мурманская обл., г. Апатиты, Академгородок 26а
e-mail: vida1995@yandex.ru*

В составе нерастворимого осадка присутствуют благородные металлы и 5f-элементы [1]. Выделение актинидов снизит радиотоксичность отходов, а благородных металлов может снизить стоимость переработки [2, 3]. Имитатор нерастворимого осадка был растворен в хлоридном расплаве LiCl-KCl-CsCl хлорированием при температуре 350°C. Проведен электролиз расплава, содержащего хлориды палладия, урана, рутения и родия.

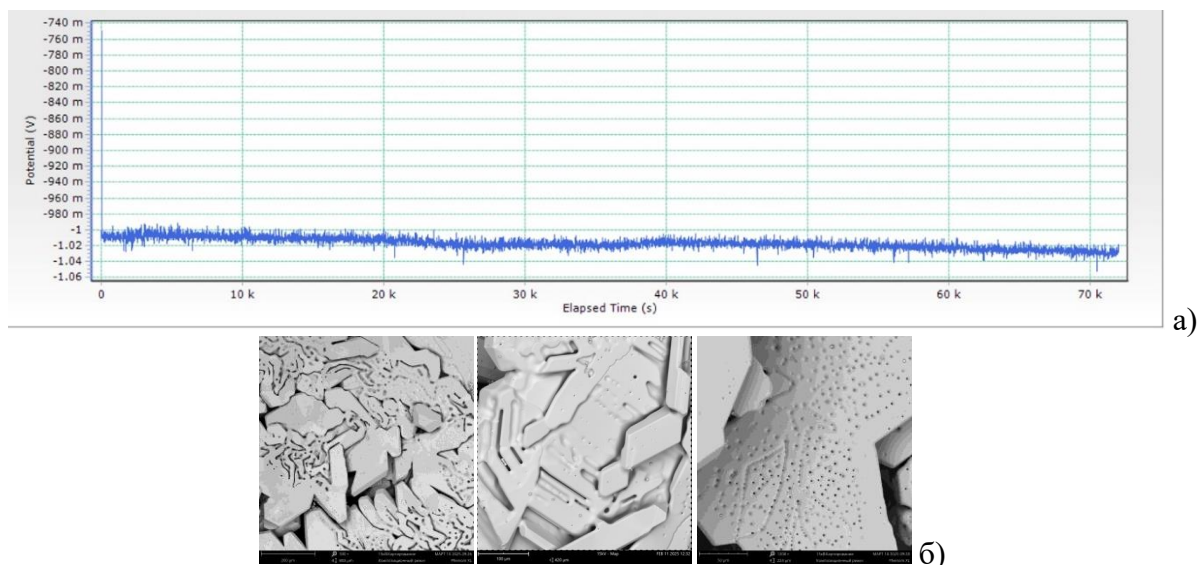


Рисунок 1. Гальваностатический электролиз. $I = -50\text{mA}$. $T = 350^\circ\text{C}$: а) зависимость напряжения на ванне от времени; б) морфология катодного осадка.

Содержание урана в катодном осадке благородных металлов составило менее $8 \cdot 10^{-7}\%$.

Литература

1. Бураков Б.Е., Похитонов Ю.А., Рязанцев В.И., Савин Р.А., Сапрыкин В.Ф., Рэнс П.Д. Определение состава и массы осадков, образующихся при растворении облученного оксидного топлива реактора ВВЭР// Радиохимия. – 2010. – 52, № 4. – С. 342-345.
2. Аляпышев М.Ю., Бабаин В.А., Устынюк Ю.А., Выделение минорных актинидов из высокоактивных отходов – современные тенденции, Успехи химии, 2016, 85 (9) 943 – 961.
3. Беляев А.В., Химико-технологические проблемы платиновых металлов при переработке отработанного ядерного топлива, Журнал структурной химии, 2003, 44 (1) 39 – 47.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ И СОСТАВОВ ДЛЯ ОСТЕКЛЫВАНИЯ КОРОТКОЖИВУЩЕЙ ФРАКЦИИ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

Поляков Е.В., Ремизов М.Б., Козлов П.В., Лукин С.А., Брайчун Е.В.

*Федеральное государственное унитарное предприятие
«Производственное объединение «Маяк»,
456784, Челябинская обл., г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Реализация направления «Сбалансированный ЯТЦ» предполагает возврат зарубежному заказчику высокоактивных отходов (ВАО) в виде отвержденной в боросиликатное стекло короткоживущей фракции жидких ВАО (КФ ВАО), образовавшихся в результате переработки отработанного ядерного топлива. Целью данной работы являлось изготовление опытных образцов и определение характеристик отвержденной КФ ВАО, для последующей верификации характеристик заказчиком.

Для достижения цели в ходе работы были решены следующие основные задачи:

- Разработаны технические требования (ТТ) на опытные образцы отвержденной КФ ВАО, содержащие требования к химическому и радионуклидному составу, а также физико-химическим и теплофизическим свойствам опытных образцов. ТТ разработаны на основе требований НП-019-15 с учетом предполагаемой технологии дальнейшего обращения с отвержденной КФ ВАО.

- Разработана линейка составов стекломатриц с необходимым включением КФ ВАО (массовая доля оксидов 0,16 %, 2,48 %, 4,14 %, 5,78 %), обеспечивающим получение активных образцов с заданными значениями тепловыделения (1, 15, 25, 35 кВт/м³). В лабораторных условиях синтезированы модельные образцы с имитатором КФ ВАО и подтверждено их соответствие показателям ТТ.

- Разработан и изготовлен комплекс оборудования для получения образцов отвержденной КФ ВАО в горячей камере. В состав комплекса вошли выпарной аппарат, печь с резистивным нагревом и механическим запорным устройством, система газоочистки, система технического зрения, щиты контроля и управления, автоматизированное рабочее место.

- В «чистых» условиях проведены испытания оборудования на имитационных системах с получением модельных образцов, соответствующих ТТ.

- Проведен монтаж установки в горячей камере и выполнены пуско-наладочные испытания.

- КФ ВАО отверждена в боросиликатную матрицу, получены по 6 активных образцов каждого из 4 составов с заданными значениями тепловыделения. Массовая доля оксидов в синтезированных стеклах, %: Na₂O – 14,11, SiO₂ – 51,25, Al₂O₃ – 2,70, CaO – 2,70, B₂O₃ – 16,18, Li₂O – 4,58, MnO₂ – 2,70, Cs₂O – 3,36, SrO – 1,21, BaO – 1,21.

- Определена химическая стойкость активных образцов отвержденной КФ ВАО. Скорости выщелачивания на 1 сутки находились в интервале от $4,4 \cdot 10^{-6}$ до $5,5 \cdot 10^{-5}$ г/(см²·сут) для цезия и от $4,9 \cdot 10^{-6}$ до $6,2 \cdot 10^{-5}$ г/(см²·сут) для стронция, на 120 суток – в интервале от $1,4 \cdot 10^{-7}$ до $4,8 \cdot 10^{-7}$ и от $2,3 \cdot 10^{-7}$ до $7,3 \cdot 10^{-7}$ г/(см²·сут), соответственно.

- Подтверждено соответствие опытных образцов отвержденной КФ ВАО разработанным техническим требованиям.

Работа выполнена в рамках договора ФГУП «ПО «Маяк» с АО «Техснабэкспорт» от 14.06.2022 № 1377/2022/5.8-ДОГ (091-22-1-40/009).

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНАЯ ОБРАБОТКА НИТРИДНОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ОБЗОР

Потапов А.М., Мазанников М.В., Зайков Ю.П.

*Институт высокотемпературной электрохимии Уральского отделения Российской академии наук. 620066, Екатеринбург, ул. Академическая, стр. 20
e-mail: A.Potapov_50@mail.ru*

Высокотемпературная обработка (ВТО) - это ряд головных операций по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) основными целями которых являются:

- Отделение топлива от оболочек;
- Удаление летучих компонентов;
- Перевод топлива в порошок на основе UO_2 , пригодный для прессования плотных и относительно прочных таблеток.

В данном сообщении речь будет идти о ВТО нитридного ОЯТ.

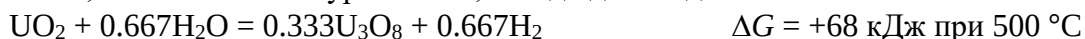
Целью настоящей работы сравнительный анализ окислителей, которые могут быть использованы для ВТО.

Нитридное ОЯТ состоит на 70-80% из UN, на 10-15% из PuN и на 10-20% из продуктов деления (ПД). Для окисления такого топлива могут быть использованы различные газы – окислители. Их можно условно разделить на две большие группы:

- Кислород и его смеси. Это сам кислород, озон, $(\text{Ar} + \text{O}_2)$, $(\text{N}_2 + \text{O}_2)$, воздух, влажный воздух, смеси кислорода или воздуха с оксидами азота и другие.
- Газы или смеси газов в которых нет непосредственно кислорода. Кислород содержится в виде соединений, т.е. его активность существенно снижена. Это пары воды, $(\text{Ar} + \text{H}_2\text{O})$, $(\text{N}_2 + \text{H}_2\text{O})$, CO_2 , $(\text{Ar} + \text{CO}_2)$, оксиды азота сами по себе или в смеси с инертными газами.

При окислении ОЯТ кислородсодержащими смесями основной компонент ОЯТ – уран окисляется до U_3O_8 , который плохо прессуется и поэтому требуется дополнительная операция восстановления $\text{U}_3\text{O}_8 \rightarrow \text{UO}_2$. Кроме того, образующийся U_3O_8 с трудом удаляется из оболочек ТВЭЛов.

Окисление парами воды позволяет окислить UN до UO_2 в одну стадию. Активности кислорода не хватает, чтобы окислить уран более, чем до диоксида



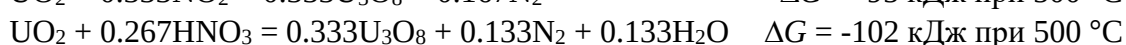
Недостатки: Использование воды в высокотемпературном процессе, выделение водорода, разбавление этим водородом выделяющегося трития.

Окисление углекислым газом (CO_2). Углекислый газ также окисляет UN только до UO_2 и не может окислить до высших оксидов



Недостатки: Возможное выделение сажистого углерода, выделение CO и разбавление этими продуктами ^{14}C .

Окисление оксидами азота.



Как видно из уравнений, азот недостаточно понижает активность кислорода и уран окисляется до U_3O_8 . Требуется операция восстановления $\text{U}_3\text{O}_8 \rightarrow \text{UO}_2$.

ПОЛУЧЕНИЕ СЛОИСТЫХ ДВОЙНЫХ ГИДРОКСИДОВ ПЕРЕХОДНЫХ МЕТАЛЛОВ И ИЗУЧЕНИЕ ВЛИЯНИЯ ПЕРЕХОДНОГО МЕТАЛЛА НА ИХ СВОЙСТВА

Расторгуев В.Л., Иванов Н.П.

*Дальневосточный федеральный университет, Институт наукоёмких технологий и передовых материалов
e-mail: rastorguev.vl@dvfu.ru*

Слоистые двойные гидроксиды (СДГ), в частности переходных металлов, зарекомендовали себя как хорошие сорбенты, в том числе в извлечении радионуклидов и тяжёлых металлов, которые содержатся в РАО. В ходе исследований были получены СДГ Zn-, Ni- и Co-Al и проведены сорбционные испытания на один из превалирующих компонентов жидких РАО – UO_2^{2+} - ион. Результаты сорбции уранил-иона из загрязнённой воды представлены в таблице.

Таблица 1 - Сорбция UO_2^{2+} из водного раствора

Образец	Сорбционная ёмкость, мг/г
СДГ Zn-Al	84
СДГ Ni-Al	72
СДГ Co-Al	67

Чтобы подтвердить или опровергнуть гипотезу о влиянии катионного состава на свойство сорбента были сделаны снимки поверхности образцов на сканирующем электронном микроскопе, представленные на рисунке 2.

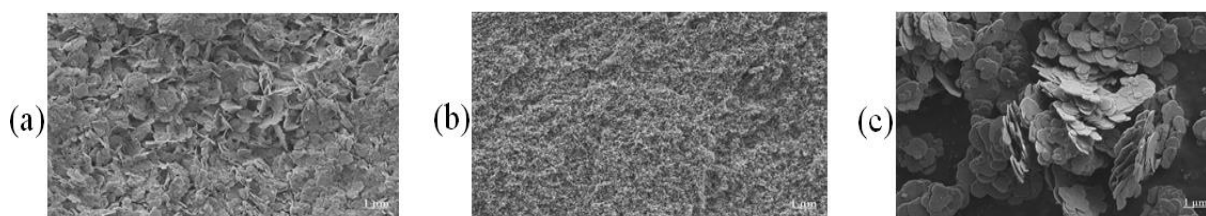


Рисунок 1. – СЭМ-снимок поверхности Zn-Al (a), Ni-Al (b) и Co-Al (c) СДГ

Из рисунка 2 видно, что поверхность СДГ Zn-Al представлена в виде равномерно распределённых сцепленных друг с другом крупных чешуек, в то время как поверхность Ni-Al более мелкозернистая, а поверхность Co-Al состоит из разрозненных агломератов более крупных чешуек, что прямо влияет на механическую стойкость и сорбционные характеристики образцов.

Работа выполнена в рамках государственного задания Минобрнауки № FZNS 2024 0013, тема «Спектроскопия рентгеновского поглощения на источниках синхротронного излучения для направленного химического синтеза функциональных материалов востребованных в атомной энергетике».

ПРОВЕРКА ТЕХНОЛОГИИ ИММОБИЛИЗАЦИИ ОТРАБОТАВШИХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ В МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНУЮ МАТРИЦУ НА УКРУПНЕННОЙ ОПЫТНОЙ УСТАНОВКЕ

Рехтина Ю.К., Жабин А.Ю.

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

Деятельность предприятий атомной отрасли Российской Федерации привела к накоплению более 30 тыс.м³ отработавших ионообменных смол (ОИОС), образующихся в результате ионообменной технологии очистки воды бассейнов выдержки ОЯТ и на радиохимических производствах. В настоящее время обращение с ОИОС сводится к их временному хранению в емкостях под слоем воды, ввиду отсутствия промышленно освоенной технологии переработки и утилизации.

Одним из перспективным направлений кондиционирования ОИОС, разрабатываемом на ФГУП «ГХК», является иммобилизация в низкотемпературную магний-калий-фосфатную (МКФ) матрицу с предварительной термохимической обработкой (ТХО) отработавших ионитов (смесь КУ-2 и АВ-17) в растворе пероксида водорода в присутствии катализатора.

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

В результате исследований был получен образец МКФ компаунда с включением ОИОС 12,5 %, объемом 173 л, массой 276 кг (рисунок 1), соответствующий показателям качества НП-019-15, предъявляемым к цементному компаунду: по исходной механической прочности ($71 \div 85$ кгс/см²), по устойчивости к термическим циклам ($55 \div 65$ кгс/см²), по водоустойчивости (скорость выщелачивания ¹³⁷Cs не более $1 \cdot 10^{-3}$ г/(см²·сут) достигнута на 14 сутки).



Рисунок 1. МКФ компаунд с 12,5% включением ТХО ОИОС

Проведенные исследования на созданной ФГУП «ГХК» опытной установке подтвердили возможность использования технологии отверждения ОИОС (смесь КУ-2 и АВ-17) в МКФ матрицу.

ЖЕЛЕЗОСОДЕРЖАЩИЙ РЕАКТИВНЫЙ БАРЬЕР ДЛЯ КОМПЛЕКСНОЙ ОЧИСТКИ ПОДЗЕМНЫХ ВОД ПРИ КОНСЕРВАЦИИ ПОВЕРХНОСТНЫХ ХРАНИЛИЩ РАО

Артемьев Г.Д.^а, Богуславский А.Е.^б, Сафонов А.В.^а

*^аИнститут физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской Академии
Наук, 119991, Москва, Ленинский проспект 31.к4,*

*^бИнститут геологии и минералогии им. Соболева, СО РАН,
630090, Новосибирск пр. ак. Коптюга, 4
e-mail: alexeysafonof@gmail.com*

Комплексное загрязнение подземных водоносных горизонтов в результате длительной эксплуатации поверхностных хранилищ РАО (водоемы-хранилища, шламоотстойники) предприятий ядерно-топливного цикла приводит к неконтролируемой миграции растворимых компонентов (нитраты, актиниды, технеций и др.) и создает риски их попадания в водозаборы и открытую гидросеть. В связи с этим, в настоящее время реализуется программа вывода из эксплуатации и последующей консервации подобных хранилищ.

Одним из перспективных способов комплексной очистки загрязненных участков водоносных горизонтов является создание реактивных барьеров, компоненты которых можно нагнетать в скважины в зоне загрязнения. В качестве компонентов реактивных барьеров большое внимание уделяется нуль-валентному железу за счет его высокой химической активности и способности не только восстанавливать ряд загрязнителей (уран, технеций, органика и галогенорганика) но и формировать железосодержащие осадки, обладающие высокой иммобилизационной способностью для радионуклидов. Поскольку загрязнение вблизи водоемов ЯТЦ сопровождается как правило высоким нитратным фоном, эффективность подобных железосодержащих добавок может быть снижена. В этом случае микробное удаление нитратов может способствовать более эффективной работе железосодержащих добавок, а также, а также привести к трансформации железосодержащих осадков (например, в карбонатные, гидроксидные и сульфидные фазы) за счет микроорганизмов биогеохимических циклов железа и серы, что ожидаемо повысит эффективность реактивного барьера.

В данной работе рассмотрены различные формы железосодержащих добавок для реактивного барьера инъекционного и траншейного типов, включая, помимо нуль-валентного железа различные недорогие железосодержащие реактивы, а также железосодержащие отходы (железистый кек, конверторный шлак). В лабораторных и полевых экспериментах (проведенных в заболоченной зоне разгрузки подземных вод на ПАО «НЗХК» и АО «ПО ЭХЗ» с высоким нитратным загрязнением) показана высокая эффективность удаления урана в условиях активации микробного сообщества с использованием нульвалентного железа и хлорида железа для инъекционного барьера. Для барьера в траншейной закладке наиболее эффективным было использование железистого кека, нульвалентного железа и хлорида железа в смеси с гидрофосфатом натрия. При анализе осадков прочнофиксированные формы урана обнаружены в оксидных, гидроксидных и сульфидных фазах железа, так и в виде отдельной фазы уранинита. Дополнительно проведен анализ возможности использования данных добавок в качестве модификаторов для глинистых барьеров безопасности.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РНФ № 24-27-00319

**ОТВЕРЖДЕНИЕ АКТИНИДНОЙ ФРАКЦИИ В КРИСТАЛЛИЧЕСКУЮ МАТРИЦУ
НА ОСНОВЕ МУРАТАИТА****Скворцов М.В.^а, Стефановская О.И.^б, Князев О.А.^б**

^а Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности, 107140,
Москва, ул. Малая Красносельская, д.2/8, корп.7;

^б Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии
наук, 119071, Москва, Ленинский проспект, 31, корп. 4
e-mail: mskvortsov@secnrs.ru

Одной из наиболее важных проблем развития атомной энергетики является обращение с радиоактивными отходами. Реализация замкнутого ядерного топливного цикла предполагает выделение из высокоактивных отходов (ВАО) от переработки отработавшего ядерного топлива фракций радионуклидов для их иммобилизации в матрицы для безопасного захоронения. Для долгоживущих радионуклидов актинидов: (Np, Pu, Am, Cm), РЗЭ предпочтительны устойчивые минералоподобные компаунды на основе муратаита [1].

В данной работе проведены исследования вариации фазового состава при отклонении валового состава образцов от базового [2], масс. %: 55 TiO₂, 10 CaO, 10 MnO, 5 Al₂O₃, 5 Fe₂O₃, 5 ZrO₂, 10 – оксиды лантанидов (Ln), актинидов (An) и их смеси (Ln-An). Синтез новых образцов, включал 2 серии: 1 – с повышенным (60 масс. % TiO₂) и 2 – с пониженным (50 масс. % TiO₂) содержанием оксида титана относительно базовой композиции с одновременным изменением содержания в них ZrO₂ (0% в образцах серии 1 и 10 масс. % в образцах серии 2)

Образцы синтезировали методом холодного прессования – спекания ХПС (1350 – 1400 °С) и кристаллизацией расплава, полученного в индукционной печи с «холодным тиглем» ИПХТ (~1700 °С). Радиационную устойчивость изучали с помощью облучения электронами до поглощенной до дозы 100 МГр и гамма-облучения до дозы 22 МГр. Фазовый состав и структурные особенности изучали с помощью рентгенофазового анализа и ИК спектроскопии. Исходные и облученные образцы исследовали на устойчивость по методике ГОСТ Р 52126-2003, МСС-1, МСС-2. Площадь поверхности определяли с помощью метода БЭТ, растворы на содержание имитаторов радионуклидов анализировали методом ИСП-МС.

Таким образом, в результате проведенных исследований, полученная керамика для изоляции ВАО, в основном сложена доминирующей фазой муратаита, небольшим количеством кричтонита, цирконолита и фазой стекла. Модификация состава шихты позволила избежать появления перовскита в образце, который понижает химическую устойчивость. Синтезированные образцы методом ИПХТ отличаются от ХПС повышенной плотностью, более низкой скоростью выщелачивания элементов. Гамма-облучение до дозы 22 МГр и электронами до дозы 100 МГр образцов не изменило рентген-дифракционную картину муратаита, но привело к некоторому снижению интенсивности и уширению рефлексов кричтонита. Это свидетельствует о его меньшей радиационной устойчивости, чем у муратаита. Скорость выщелачивания имитаторов актинидов в динамическом тесте оценивается в 10⁻⁵ г/(м²·сут).

Литература

1. Лаверов Н. П. и др. Муратаит-универсальная матрица для иммобилизации актинидов //Геология рудных месторождений. – 2006. – Т. 48. – №. 5. – С. 387-409.
2. Стефановский С. В. и др. Иммобилизация имитатора актиноидно-редкоземельной фракции высокоактивных отходов в матрицу на основе муратаита методом индукционного плавления в холодном тигле //Физика и химия обработки материалов. – 2008. – №. 4. – С. 60-71.

НАПРАВЛЕННЫЙ ДИЗАЙН СТЕКЛЯННЫХ МАТРИЦ ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДОВ МАШИННОГО ОБУЧЕНИЯ

Смирнова А.А., Ходько Н.С., Султановская А.С., Сибриков К.А., Митрофанов А.А.

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

Ключевой проблемой атомной энергетики является обращение с радиоактивными отходами, образующимися на всех этапах производства, использования и переработки ядерного топлива. Высокоактивные отходы представляют большую опасность, сохраняя радиоактивность выше положенных норм на протяжении сотен и тысяч лет. Для предотвращения попадания радионуклидов в окружающую среду разрабатываются специальные пункты захоронения, которые организуются по принципу многобарьерной защиты. Первичным барьером при захоронении является иммобилизационная матрица, наиболее перспективными материалами для таких матриц являются боросиликатные и алюмофосфатные стекла.

Важным требованием к матрицам для иммобилизации радиоактивных отходов является их высокая радиационная стойкость, которая, в частности, регулируется нормами по выщелачиванию компонентов и механической прочности при накоплении определенной дозы. С другой стороны, необходима простота синтеза такой матрицы, например, низкие значения температуры синтеза и вязкости расплава.

Однако, экспериментальный подбор оптимального состава стеклянных матрицы затруднен ввиду широкого выбора как химических элементов, так и их соотношений. Перспективным способом увеличения эффективности поиска состава, а также прогнозирования свойств матриц до этапа синтеза является использование методов машинного обучения.

В работе использовали базы данных Altglass (для прогнозирования температур синтеза, вязкости и механических характеристик) и Sciglass (для определения выщелачивания), которые были дополнены вручную литературными данными. На основе таких данных были получены модели машинного обучения, прогнозирующие температуру синтеза, вязкость расплава шихты, выщелачивание основных компонентов и др., наилучшие результаты были получены для бустинговых алгоритмов. В случае предсказания температуры синтеза, модуля Юнга и выщелачивания алюминия был достигнут коэффициент детерминации на предварительно отделенном тестовом наборе более 0.9, для других параметров более 0.85. На основе предиктивных моделей был предложен генеративный алгоритм на основе Байесовской оптимизации, предлагающий состав стекла по заданным свойствам. На его основе были предложены составы стекол, потенциально пригодных в качестве матриц для иммобилизации радиоактивных отходов, осуществлен их синтез и проведена валидация предиктивных моделей.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕРМИЧЕСКОЙ СТАБИЛЬНОСТИ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОЦЕССА ТЕПЛООВОГО ВЗРЫВА ПРИ ОСУШЕНИИ ОИОС

Тарганов И.Е., Шеламов К.В., Кошечева А.М., Понизов А.В.

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

Планируемое увеличение доли атомной генерации в общей выработке электроэнергии до 25 %, утвержденное «Энергетической стратегией Российской Федерации на период до 2050 года» закономерно приведет к увеличению количества эксплуатируемых энергоблоков, что неразрывно связано с образованием значительных объемов отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и радиоактивных отходов (РАО).

Переработка урановых руд, обеспечение водно-химического режима атомных электростанций (АЭС), радиохимическая переработка ОЯТ, утилизация жидких радиоактивных отходов (ЖРО) – неполный перечень процессов, в которых применяются ионообменные материалы, что приводит к образованию отработавших ионообменных смол (ОИОС), которые следует переработать и кондиционировать для их дальнейшего безопасного хранения и захоронения. К настоящему времени на АЭС и других объектах использования атомной энергии накоплено более 30 тыс. м³ ОИОС, использовавшихся ранее на установках водоочистки и очистки ЖРО, при этом промышленные установки по их переработке и кондиционированию отсутствуют [1]. Одним из перспективных методов кондиционирования ОИОС, благодаря простоте аппаратного оформления и реализации, является их осушка с последующим размещением в невозвратном защитном контейнере.

Цель работы – определение термической стабильности сильноосновных анионитов марок АВ-17-8 и Токем-845 для оценки безопасности при переработке ОИОС методом осушки.

Методом дифференциально-сканирующей калориметрии определены тепловые эффекты анионитов в хлоридной и нитратной формах в окислительной (воздушной) и инертной (аргоновой) средах при различных скоростях нагрева образцов. Значения тепловых эффектов рассматриваемых анионитов в нитратной форме (> 300 Дж/г) позволяет отнести их к саморазлагающимся веществам (класс 4.1 b), согласно международным подходам [2].

С использованием метода газовой хроматомасс-спектрометрии определены продукты термического разложения смолы АВ-17-8: триметиламин, N-нитрозодиметиламин, N,N-диметилформамид, N-нитродиметиламин в температурном диапазоне 200–350 °С, а также стирол, толуол, 4-метил-1-этилбензол, 3-метил-1-этилбензол, этилбензол в диапазоне 350–450 °С для образца в нитратной форме, которые относятся к пожаровзрывоопасным.

С использованием программного комплекса Thermal Safety Series (TSS) определены кинетические параметры процесса окисления образца анионита Токем-845, которые были использованы для расчета возможности возникновения теплового взрыва в невозвратном защитном контейнере.

В результате исследований оценена предельная температура осушки сильноосновного анионита Токем-845 в нитратной форме, превышение которой может привести к самовозгоранию.

Литература

1. Сорокин В.Т., Прохоров Н.А., Павлов Д.И. *Радиоактивные отходы*, 2021, 2, С. 39-48.
2. Recommendations on the transport of dangerous goods. Model regulations. Vol. 1. 19th revised edition. United Nations, 2015. 856 p.

ОЦЕНКА УСЛОВИЙ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕПЛОВОГО ВЗРЫВА В СОРБЦИОННОМ ОБОРУДОВАНИИ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ТВЕРДОФАЗНОГО ЭКСТРАГЕНТА НА ОСНОВЕ ТБФ

Шеламов К.В.,^а Кошечева А.М.,^а Родин А.В.^б

^аФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»,
107140, Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8, к. 5

^бЧУ «Наука и инновации», 119017, Москва, Кадашевская наб., 32/2, с. 1
e-mail: shelamov@secnrs.ru

В последнее время растет интерес к применению новых материалов при переработке ОЯТ для повышения безопасности и эффективности процессов. Одним из таких материалов является твердый экстрагент на основе трибутилфосфата – ТВЭКС-ТБФ, представляющий из себя продукт сополимеризации стирола и дивинилбензола в присутствии экстрагента. При этом известно, что реакция между органической фазой и азотнокислым раствором может привести к неконтролируемому тепловыделению и росту температуры. Поэтому в работе была поставлена цель оценить граничные условия возникновения теплового взрыва в колонне сорбционного типа при использовании ТВЭКС-ТБФ для доизвлечения радионуклидов из ОЯТ.

Методом дифференциально-сканирующей калориметрии определено, что нагрев ТВЭКС-ТБФ, насыщенного раствором 37 % азотной кислоты, сопровождается экзотермическим процессом в диапазоне температур 100 – 240 °С. Удельное тепловыделение при этом составляет 1034 ± 178 Дж/г, сильное влияние на его величину оказывает соотношение твердой и жидкой фазы. Для описания протекающих реакций предложена кинетическая модель типа $A \rightarrow B \rightarrow C$, где реакция $A \rightarrow B$ описывается уравнением общего автокатализа (1), а реакция $B \rightarrow C$ описывается уравнением n -го порядка (2). Оценены кинетические параметры процесса, представленные в таблице 1.

$$r_i = k_0 e^{-E/RT} (1 - \alpha)^{n_1} (z_0 e^{-E_z/RT} + \alpha_i^{n_2}) \quad (1)$$

$$r_i = k_0 e^{-E/RT} (1 - \alpha)^{n_1} \quad (2)$$

Таблица 1. Параметры кинетических уравнений

Параметр	k_0	E	n_1	n_2	z_0	E_z	Q
Единица измерения	c^{-1}	кДж/моль	—	—	—	кДж/моль	кДж/кг
Значения для $A \rightarrow B$	$2,04 \cdot 10^6$	64,6	2,33	0,85	$1,56 \cdot 10^{-18}$	5,0	115
Значения для $B \rightarrow C$	$4,85 \cdot 10^8$	95,2	1,19	—	—	—	950

С использованием приведенных выше кинетических параметров оценены граничные условия возникновения теплового взрыва в колонне сорбционного типа. Радиус колонны был ограничен 25 см, при большем значении тепловой взрыв происходит при температурах, примерно равных температуре окружающей среды. Максимальная температура внутри активной зоны колонны не должна превышать 44 °С. При этом происходит саморазогрев активной зоны колонны до 75 °С и дальнейшее плавное остывание, развития процессов, приводящих к тепловому взрыву, не происходит. Присутствие радионуклидов в системе вызывает дополнительное тепловыделение нереакционного происхождения. Поэтому были смоделированы варианты с дополнительным нагревом активной зоны величиной 1, 5 и 10 Вт/кг и установлено, что значение не должно превышать 1 Вт/кг, при этом время непрерывной работы колонны до теплового взрыва составляет 15 часов.

ЦЕОЛИТЫ В РАДИОХИМИИ: ТЕРМИЧЕСКАЯ ОБРАБОТКА ЦЕОЛИТА ТИПА NaY ДЛЯ СОЗДАНИЯ КЕРАМИЧЕСКИХ БАРЬЕРОВ ПОД ^{137}Cs

Шичалин О.О., Белов А.А., Иванов Н.П., Папынов Е.К., Тананаев И.Г.

*Департамент ядерных технологий Институт наукоёмких технологий и передовых материалов, Дальневосточный федеральный университет (ДВФУ), Владивосток
e-mail: oleg_shich@mail.ru*

В данном исследовании сравниваются различные методы консолидации керамических матриц на основе цеолита NaY Faujasite для иммобилизации радионуклида ^{137}Cs . Были изучены следующие методы: холодное прессование с последующим спеканием (CPS), горячее прессование (HP), спекание с микроволновой обработкой (MW) и искровое плазменное спекание (SPS). Фазовые превращения и механизмы консолидации исследовались с помощью in-situ XRD, SEM-EDX, TEM и дилатометрического анализа. Полученные керамические композиты содержали нефелин (NaAlSiO_4), кубическую фазу $\text{Na}_8\text{Al}_4\text{Si}_{14}\text{O}_{18}$, поллучит (CsAlSiO_4) и аморфные фазы, причем их соотношение и микроструктура зависели от условий обработки. Искровое плазменное спекание (SPS) показало наилучшие результаты, обеспечивая максимальную микротвердость (619 HV) и оптимальную гидролитическую стабильность (скорость выщелачивания Cs^+ $2,3 \times 10^{-8}$ г/см²·сут), что соответствует стандарту ISO 6961:1982. Горячее прессование при 1000°C в течение 5 минут также дало удовлетворительные результаты, сочетая сокращенное время обработки с хорошими механическими свойствами (587 HV) и приемлемой устойчивостью к выщелачиванию ($2,3 \times 10^{-6}$ г/см²·сут). Микроволновое спекание не показало значительных преимуществ по сравнению с обычным холодным прессованием. Результаты подтверждают эффективность цеолита NaY в качестве матрицы для иммобилизации цезия и выделяют SPS и HP как наиболее перспективные методы получения стабильных керамических форм с улучшенными защитными свойствами. Эти данные вносят вклад в разработку эффективных решений для обращения с радиоактивными отходами.

Таблица 1. Физико-химические свойства и гидролитическая стабильность керамических матриц на основе Cs-насыщенного цеолита NaY, полученных при 1000 °C

Метод синтеза	Время спекания	Температура спекания T, °C	Истинная плотность ρ , г/см ³	Скорость выщелачивания R(Cs ⁺), г/см ² ·сутки	Микротвердость, HV
ХПС	1 ч	1000	2.655	$1.8 \cdot 10^{-6}$	479
	3 ч	1000	2.656	-	380
	5 ч	1000	2.713	-	389
МВ	30 мин	1000	1.519	-	294
	1 ч	1000	2.649	$1.6 \cdot 10^{-6}$	385
ГП	5 мин	1000	2.020	$2.1 \cdot 10^{-6}$	587
ИПС	5 мин	1000	2.721	$2.3 \cdot 10^{-8}$	619

В таблице 1 представлены физико-химические характеристики, включая гидролитическую стабильность керамических матриц, полученных из Cs-насыщенного цеолита NaY методом ХПС, микроволнового спекания, ГП и ИПС при 1000°C. Метод ИПС позволяет получать керамические матрицы на основе цеолита NaY с существенно более низкой скоростью выщелачивания ионов цезия $R(\text{Cs}^+) = 2,3 \cdot 10^{-8}$ г/см²·сут по сравнению с ГП, ХПС и микроволновым спеканием, а также с более высокой микротвердостью (619 HV) и максимальной плотностью (2,721 г/см³) среди всех исследованных методов спекания.

Работа выполнена в рамках государственного задания Министерства науки и высшего образования Российской Федерации по теме № FZNS-2023-0003.

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ ИЗОТОПОВ РАДОНА ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ АЛЬФА-ЭМИТТЕРОВ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

**Абдуллов Р.Г., Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л., Батюков А.Н.,
Перепелкин Д.А., Аббязова В.Г.**

*АО "Государственный научный центр- Научно-исследовательский институт атомных реакторов", 433510, Ульяновская область, Димитровград, Западное шоссе, 9,
e-mail: RGAbdullov@niiar.ru*

В АО "ГНЦ НИИАР" проводится разработка технологии получения препаратов на основе ^{223}Ra , ^{227}Th , ^{224}Ra и ^{225}Ac медицинского назначения. Данные радионуклиды получают путем периодического выделения из материнских изотопов ^{227}Ac , ^{228}Th и ^{229}Th . Сырьем для их производства служит ^{226}Ra , облученный в высокопоточном ядерном реакторе. Одной из проблем при обращении с облученным радием является эманирование изотопов радона.

Работы с облученным радием проводятся в радиационно-защитных камерах, снабженных системой вытяжной вентиляции. Весь удаляемый из камер воздух проходит многоступенчатую очистку перед удалением в окружающую среду. Штатная система очистки имеет высокую эффективность в отношении радиоактивных аэрозолей и низкую эффективность для очистки от инертных радиоактивных газов (ИРГ). Для очистки от радона разрабатываются методы, основанные на использовании вакуумируемых сосудов и сорбции радона на охлаждаемых угольных фильтрах.

Для обеспечения безопасности технологического процесса требуется непрерывное измерение объемной активности изотопов радона в удаляемом воздухе. В данной работе использовался блок детектирования БДГБ-02П, предназначенный для контроля объемной активности бета-излучающих изотопов Кг/Хе, а коэффициенты регистрации изотопов радона для него изначально известны не были.

Проведена серия экспериментов, в рамках которых образцы нитрата радия с известной активностью нагревали для удаления радона в атмосферу защитного оборудования, а оттуда в спецвентиляцию и регистрировали график газо-аэрозольных выбросов. Прямое определение активности радона выделившегося из раствора в этих условиях затруднительно, а расчётный метод может давать погрешности как за счет изначально нарушенного равновесия радона с радием, так и за счет его неполного удаления из образца за время эксперимента. Поэтому, для оценки количества радона удаленного из раствора использовали косвенный метод, предполагающий измерение динамики изменения активности изотопов $^{214}\text{Bi}/^{214}\text{Pb}$ (для ^{222}Rn) и $^{212}\text{Pb}/^{212}\text{Bi}$ (для ^{220}Rn) на полупроводниковом гамма-спектрометре после отгонки радона. Полученные графики сравнивались с математической моделью накопления/распада дочерних продуктов распада радона. Активность удаляемого из образца радона находили с использованием восторенных алгоритмов подбора параметра в MS Excel. Для ^{222}Rn средняя степень отгонки составляла более 99%. Для ^{220}Rn средняя степень отгонки составляла ~45%, что связано с его малым периодом полураспада ($T_{1/2}=55,6$ с).

Измеренный коэффициент пропорциональности показаний штатных детекторов ИРГ по отношению к ^{222}Rn , равный отношению значения расчетной активности поступлений ^{222}Rn с участка к значению активности поступлений измеренных штатной системой контроля с типовыми настройками составил 0,173 мКи/ГБк. Коэффициент пропорциональности по отношению к ^{220}Rn планируется измерить в последующих экспериментах.

О ПОДГОТОВКЕ СПЕЦИАЛИСТОВ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОФИЛЯ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО В САНКТ-ПЕТЕРБУРГСКОМ ГОСУДАРСТВЕННОМ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ ИНСТИТУТЕ

Акатов А.А., Нечаев А.Ф.

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет), 190013, Санкт-Петербург, Московский пр., 24-26/49
e-mail: andrey_akatov@spbti.ru*

Учитывая масштаб и важность задач по выводу из эксплуатации ядерных и/или радиационно опасных объектов (ВЭ ЯРОО), с 2017 года в Технологическом институте на кафедре инженерной радиоэкологии и радиохимической технологии (ИРРТ) в программу подготовки инженеров по специальности 18.05.02 «Химическая технология материалов современной энергетики» была введена дисциплина «Организация, технология и экономика вывода из эксплуатации ЯРОО» [1, 2].

Дисциплина охватывает все основные этапы ВЭ ЯРОО (организацию и планирование, комплексное инженерное и радиационное обследование, дезактивацию и демонтаж объектов, обращение с радиоактивными отходами (РАО), реабилитацию промплощадок, экономические и социальные вопросы); по каждому из разделов подготовлены учебные пособия, лабораторные практикумы, методические рекомендации, темы для НИР и курсового проектирования студентов.

Дисциплина логически дополняется и генетически связана с другими учебными курсами подготовки инженеров-технологов радиохимического профиля, включая миграцию радионуклидов в природных средах, научные основы формирования радиоактивных загрязнений, дезактивации, технологий переработки, кондиционирования и окончательной изоляции РАО и др.

Дисциплина	Курс		III		IV		V		VI	
	Семестр		5	6	7	8	9	10	11	12
Радиационная безопасность в области использования атомной энергии										
Основы радиоэкологии										
Радиохимия										
Организация, технология и экономика вывода из эксплуатации ЯРОО										
Принципы, методы и технические средства управления радиоактивными отходами										
Технология дезактивации										

Учитывая, к тому же, что на первых этапах обучения студенты получают основательное фундаментальное и общинженерное образование, в рамках дисциплины «Организация, технология и экономика вывода из эксплуатации ЯРОО» основное внимание уделяется (без потери качества подготовки) тем аспектам, которые специфичны именно для завершающей стадии жизненного цикла ЯРОО.

Как показывает практика, компетенции выпускников кафедры в области ВЭ ЯРОО активно востребованы предприятиями и организациями отрасли.

Литература

1. Акатов А.А., Нечаев А.Ф. *Радиоактивные отходы*, 2021, **4 (17)**, 22.
2. Акатов А.А., Нечаев А.Ф. *IX Международный симпозиум «Химия и химическое образование»*, 2024, Владивосток, 312.

**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}, Ширяев А.А.^{а,б}, Белов А.А.^в,
Колодезников Э.С.^в, Петров В.Г.^а**

^аМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
химический факультет, 119234, Москва, ул. Ленинские горы, д. 1 стр.3

^бИФХЭ РАН, 117342, Москва, ул. Обручева, 40с4

^вДВФУ, 690091, Владивосток, о. Русский, п. Аякс, 10

e-mail: anna.basova@chemistry.msu.ru

Жидкосолевые реакторы разрабатываются с целью «дожигания» минорных актинидов. Рабочим телом в таких реакторах предполагается расплав солей: эвтектическая смесь солей: FLiNaK (фториды литий, натрия, калия) или FLiBe (фториды лития и бериллия). В настоящее время нет простых и надежных технологий иммобилизации радиоактивных отходов (РАО), представляющих собой смесь фторидов продуктов деления.

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 °С). Определен фазовый состав, доказана высокая химическая стойкость при 25 °С (скорость выщелачивания цезия $< 10^{-5}$ г/(см²·сут)), высокая механическая прочность (> 9 МПа) при всех выбранных температурах отжига (650-900°С). Методами рентгенофазового анализа с *in-situ* нагревом и термогравиметрии с дифференциальной сканирующей калориметрией определено, что при температуре ~700 °С происходят наиболее значимые изменения в структуре образцов матриц. Доказано, что фтор связывается с составляющими глины при температурах ниже 800 °С. Оптимальным для синтеза является температурный диапазон 650-800 °С. 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.

КОНЦЕНТРИРОВАНИЕ АКТИНИДОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НЕФТЯНОГО ИГОЛЬЧАТОГО КОКСА И ПОСЛЕДУЮЩАЯ ИММОБИЛИЗАЦИЯ СОРБЕНТА В МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНЫЙ КОМПАУНД

Белова К.Ю., Чалышева Н.Д., Фими́на С.А., Винокуров С.Е., Мясо́едов Б.Ф.

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН,
119991, Москва, ул. Косыгина 19,
e-mail: ksysha_3350@mail.ru*

Актинидсодержащие радиоактивные отходы (РАО) представляют наибольшую радиационную опасность для населения и окружающей среды. Такие отходы образуются в результате деятельности радиохимических предприятий атомной отрасли и должны быть переведены в устойчивую твердую форму для предотвращения выхода радионуклидов в окружающую среду.

Ранее в ГЕОХИ РАН был предложен магний-калий-фосфатный (МКФ) компаунд на основе аналога природного минерала К-струвит для иммобилизации актинидсодержащих РАО [1]. При этом для улучшения показателей качества компаунда для иммобилизации высокоактивных отходов, прежде всего механической прочности, теплопроводности и водостойчивости, рассматриваются углеродные материалы, обладающие высокими теплопроводностью и удельной поверхностью. Таким образом, целью работы являлась оценка влияния нефтяного игольчатого кокса, который является отходом нефтяных производств, для концентрирования актинидов с последующим его отверждением в МКФ компаунд, включая определение показателей качества полученного компаунда.

Синтезированы образцы компаунда, в том числе содержащие нефтяной игольчатый кокс (образцы предоставлены ПАО Газпромнефть). Исследовано влияние волластонита CaSiO_3 (FW-200, Nordkalk) на свойства компаунда. Получены образцы компаунда, содержащие до 5 мас% нефтяного игольчатого кокса, в том числе образцы, содержащие до 20 мас% волластонита. Изучен фазовый состав, структура, пористость, механическая прочность, теплопроводность полученных образцов, а также их устойчивость к выщелачиванию актинидов в соответствии с ГОСТ Р 52126-2003.

Отмечено, что в синтезируемых образцах компаунда, содержащих нефтяной игольчатый кокс, образуется целевая кристаллическая фосфатная фаза состава $\text{MgKPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$. Установлено, что прочность полученных образцов на сжатие и на изгиб повышается при введении 1 мас% игольчатого кокса, в том числе при введении волластонита. При этом пористость образцов снижается, а их теплопроводность изменяется незначительно. Показано, что скорость и степень выщелачивания ^{239}Pu , ^{241}Am , ^{237}Np , U из МКФ компаунда, содержащего 1 мас% игольчатого кокса, снижается до 5 раз. Таким образом, впервые показана возможность использования нефтяного игольчатого кокса для предварительного концентрирования актинидов с целью последующей иммобилизации полученного сорбента в МКФ компаунд при отверждении актинидсодержащих РАО.

Литература

1. Vinokurov S.E. et al. Solidification of high level waste using magnesium potassium phosphate compound // Nuclear Engineering and Technology. 2019. V. 51. N 3. P.755–760

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 24-13-00430 (<https://rscf.ru/project/24-13-00430/>).

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СОРБЕНТА Т-3К ДЛЯ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ SR-90 ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Белоконова Н.В., Воронина А.В.

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
Свердловская область, г. Екатеринбург, ул. Мира, 21, 620062
e-mail: nadyusha.ru2@gmail.com*

Основными задачами на заключительном этапе обращения с радиоактивными отходами являются переработка и захоронение радиоактивных отходов (РАО). Разработка методов переработки жидких радиоактивных отходов сложного химического состава, содержащих Sr-90 является актуальной задачей, так как на предприятиях ядерного топливного цикла накоплено большое количество отходов разного уровня активности сложных для переработки. Sr-90 - высокотоксичный бета-излучатель, биологический аналог кальция. Его удаление критически важно для безопасного длительного хранения/захоронения РАО и минимизации экологических рисков.

При решении задач обращения с радиоактивными отходами для концентрирования Sr-90 может быть использован сорбент Т-3К производства АО «Неорганические сорбенты». Его селективность к Sr-90, высокая химическая и радиационная стойкость, хорошая кинетика сорбции и высокая статическая и динамическая емкость позволяют использовать его для извлечения Sr-90 из ЖРО сложного состава [1].

Исследована статика сорбции Sr-90 из модельных растворов, имитирующих теплоноситель реактора типа ВВЭР, жидкие радиоактивные отходы АО «Институт реакторных материалов» с исследовательским реактором ИЯР ИВВ-2М, осветленную фазу емкостей-хранилищ высокоактивных отходов (ВАО) радиохимического завода ПО «Маяк», стоки химико-металлургического завода ПО «Маяк» и кубовые остатки от упаривания ЖРО Кольской АЭС. Реализуемые коэффициенты распределения Sr-90 из ЖРО составляют от $1.2 \cdot 10^3$ до $9.0 \cdot 10^3$ мл/г.

Исследованы закономерности концентрирования Sr-90 в динамических условиях сорбентом Т-3К из имитата модельных щелочных высокоактивных отходов, накопленным на ФГУП ПО «Маяк». Коэффициент распределения Sr-90 в динамике составляет до $3.9 \cdot 10^3$ мл/г. Объем пропущенного раствора до наступления 10%-го проскока составляет 127 колоночных объемов.

Подобраны оптимальные условия концентрирования и предложен метод переработки жидких радиоактивных отходов с использованием сорбента Т-3К. Применение неорганического сорбента позволит снизить объемы РАО подлежащих захоронению, повысить безопасность обращения с ними

Литература

1. Voronina A.V., Belokonova N.V., Suetina A.K., Semenishchev V.S. // J Radioanal Nucl Chem. 2022. Vol. 331. P. 4021-4030.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации в рамках Программы развития Уральского федерального университета имени первого Президента России Б.Н. Ельцина в соответствии с программой стратегического академического лидерства "Приоритет-2030".

КОМПЛЕКС ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ СУХОЙ АВТОМАТИЧЕСКОЙ СЕПАРАЦИИ СЫПУЧИХ ТРО КАТЕГОРИИ ОНАО, НАО

**Горбунова О.А.^b, Николаев А.Д.^a, Гуляев С.Г.^a,
Юликов П.Е.^a, Кузнецов С.Ю.^a, Андрейко С.С.^b**

^aАО «Интра», 129337, г. Москва, Ярославское ш., д. 2, корп. 1.

^bФГУП «Федеральный экологический оператор» Госкорпорации «Росатом»,
119017 Москва, ул. Б. Ордынка, д.24

Разработан комплекс технологического оборудования для сухой автоматической сепарации радиоактивно загрязненных грунтов, либо других сыпучих ТРО, включая:

- предварительное обезвоживание (при необходимости);
- сортировку (изъятие металлических и крупногабаритных фрагментов);
- дробление, сушку с системой спецвентиляции и очистки отходящих газов,
- охлаждение и перемещение на измерительный конвейер;
- автоматическое гамма-детектирование в сплошном потоке и разделение/сепарацию порций сыпучего материала по результату детектирования, автоматическую выгрузку (с системой спецвентиляции и пылеподавления) измеренных порций сыпучих ТРО отдельно по трем потокам в сертифицированные контейнеры категории «ОНАО», «НАО» и нерадиоактивного материала «чистый» в биг-бэги;
- систему дезактивации рабочих поверхностей и сбора вторичных ЖРО (для периодического технического обслуживания);
- узел характеристики и паспортизации конечной упаковки РАО 4 класса, обеспечивающий: измерение удельной и суммарной активности упаковки РАО; определение радионуклидного состава радиоактивных отходов в контейнере, включая ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{151}Sm ; определение удельной и суммарной активности по каждому радионуклиду (парциальных активностей радионуклидов); измерение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от наружной поверхности упаковки РАО; вывод результатов измерений на бумажный носитель, хранение в базе данных результатов измерений.

Измерение гамма-спектров производится на расстоянии 10 см от наружной поверхности контейнеров с помощью устройства спектрометрического детектирования энергий гамма-квантов СУДЭГ-01 с сцинтилляционным монокристаллом $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ с размерами $\varnothing 25 \times 25$ мм ($\varnothing 1'' \times 1''$) с энергетическим разрешением 3,0 %, диапазоном измерения энергий гамма-квантов от 50 до 3000 кэВ, диапазоном измерения объемной активности гамма-излучающих нуклидов от 10^2 до $3,0 \cdot 10^8$ Бк/м³.

Узел характеристики и паспортизации конечной упаковки РАО 4 класса включает в себя вспомогательные устройства: коллиматор, смонтированный на штативе-тележке с позиционирующим устройством; многоканальный цифровой анализатор; весы технические платформенные; поворотная платформа, обеспечивающая равномерное вращение измеряемой упаковки ТРО со скоростью от 0,5 до 10,0 об/мин вокруг оси, совпадающей с осью упаковки; тележка-штатив для размещения детектора и коллиматора на заданной высоте упаковки ТРО; программное обеспечение (включая библиотеку программ GEANT-4, прикладные программы NAC, AAC, PDC, программу автоматического разделения частично перекрывающихся фотопиков.

Комплекс оборудования для сухой автоматической сепарации сыпучих ТРО защищен Патентом РФ. Методика измерения удельной и суммарной активности гамма-излучающих радионуклидов в контейнерах с радиоактивными отходами аттестована ФБУ «Ростест-Москва» (св-во аттестации от 16.02.2024 № 114/03-RA.RU.311703-2024).

ПРИМЕНЕНИЕ ПОДХОДА СОЗДАНИЯ ЦИФРОВЫХ ДВОЙНИКОВ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ ПЕЧИ ОСТЕКЛЫВАНИЯ ЖИДКИХ ВАО

**Горский Ю.А.^а, Ефимов-Сойни Н.К.^а, Козлов П.В.^б,
Шайдуллин С.М.^б, Поляков Е.В.^б**

^а Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого (СПбПУ), 195251, Санкт-Петербург, Политехническая улица, 29,

^б ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озерск, Челябинской обл., пр. Ленина, 31
e-mail: gorskij_yua@spbstu.ru

В 2030 году на ФГУП «ПО «Маяк» планируется запуск нового комплекса остекловывания, в составе которого для отверждения части потока жидких ВАО от переработки ОЯТ энергетических реакторов предполагается использовать малогабаритный плавитель прямого электрического нагрева на боросиликатном стекле, разработанный специалистами предприятия [1]. Разработка данной установки осуществляется с использованием цифровых двойников.

Создание цифрового двойника малогабаритного плавителя направлено на решение широкого спектра прикладных задач: оптимизация конструкции и выбор материалов с учетом эксплуатационных нагрузок, моделирование и анализ нештатных и аварийных режимов, планирование и сопровождение натурных экспериментов, предиктивный мониторинг состояния оборудования, а также поддержка решений на всех этапах жизненного цикла: от проектирования и ввода в эксплуатацию до вывода из обращения. Такой подход позволяет существенно повысить безопасность, сократить издержки и повысить эффективность технологических процессов.

Цифровая модель, разработанная на базе платформы CML-Bench® [2], представляет собой комплекс взаимосвязанных компьютерных моделей, охватывающих ключевые компоненты плавильной установки: тигель, систему охлаждения, сливной узел, корпус и электрическую систему. Выбор программного обеспечения для моделирования каждой подсистемы осуществляется с учетом доминирующих в ней физических процессов, что позволяет обеспечить высокую достоверность результатов. Гибкая архитектура платформы поддерживает интеграцию различных расчетных инструментов: от коммерческих пакетов до пользовательских расчетных модулей.

Связь между модулями реализована с помощью автоматизированных скриптов, обеспечивающих корректную передачу данных между расчетами. Интегрированные автоматизированные связи позволяют выполнять согласованные тепловые, гидродинамические и электромагнитные расчетные анализы. Валидация цифрового двойника проводится на основе экспериментальных данных, полученных в ходе стендовых испытаний, при этом предусмотрена возможность последующего обновления моделей по мере поступления новых результатов.

Использование цифрового двойника не отменяет необходимости в натурных испытаниях, но существенно повышает их эффективность. Благодаря мультидисциплинарному моделированию становится возможным заранее отработать критические режимы, оптимизировать параметры и сузить диапазон условий, требующих натурной проверки. Такой системный подход снижает общие затраты на проектирование, повышает точность прогнозов и ускоряет внедрение технологических решений.

Литература

1. Ремизов М.Б., Мелентьев А.Б., Шайдуллин С.М., Вербицкий К.В., Козлов П.В., Бендасов Д.И. Радиоактивные отходы, 2024, 1(26)
2. Горский Ю.А., Евстратов Д.С., Мельникова Н.В., Никитин Г.И., Ефимов-Сойни Н.К., Боровков А.И., Козлов П.В., Шайдуллин С.М., Поляков Е.В., Понькин Е.И. Радиоактивные отходы, 2025, 2(31)

СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ЖРО ИЗ МОНЖУСОВ И ОТСТОЙНИКОВ СИСТЕМЫ УДАЛЕНИЯ ЖИДКИХ ОТХОДОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ МР И РФТ В ПРОЦЕССЕ ДЕМОНТАЖА.

**Громов Н.Н., Козаков К.Ю., Смирский Ю.Н., Степанов Е.А.,
Степанов А.В., Шиша А.Д.**

*НИЦ «Курчатовский институт»,
123182, Москва, площадь Ак. Курчатова, д.1
e-mail: strizh31@yandex.ru*

В Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт» с 2011 года приступили к выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ, а также вспомогательного оборудования входящего в их состав. К началу 2016 г. были завершены работы по демонтажу реактора МР и РФТ, которые были предусмотрены проектом вывода из эксплуатации. В 2021 году, здание реактора МР было полностью демонтировано. Следующий этап работ – демонтаж системы удаления жидких отходов реакторов МР и РФТ, которая находилась в отдельно стоящем здании.

Система удаления жидких отходов (ЖРО) предназначалась для предварительной очистки от радиоактивных нуклидов, а также сбора и временного хранения загрязненных радиоактивными веществами сбросных вод, которые поступали из технических помещений исследовательских реакторов МР и РФТ, перед сбросом их на станцию перекачки. После полной остановки реактора МР, оборудование системы удаления жидких отходов не использовалось, так как поступление сбросных вод не производилось, в связи с этим запорная арматура системы управления жидкими отходами была перекрыта. Предварительно было выполнено дозиметрическое обследование оборудования и помещений здания, в котором находилась данная система.

В данной работе представлены результаты альфа-, бета-, гамма- спектрометрических исследований проб воды из монжусов и отстойников. Гамма- и бета-спектры были получены на спектрометрической установке МКС-01А «Мультирад» фирмы «Амплитуда». Для определения удельной активности α -излучающих радионуклидов использовали экстракционный метод. В качестве экстрагента был выбран 30%-ный раствор ТБФ в толуоле, позволяющий одновременно, количественно, экстрагировать уран и плутоний. После экстракции α -излучающих радионуклидов из проб воды, их электрохимическим методом осаждали на мишени из нержавеющей стали. Альфа спектрометрический анализ мишеней осуществляли на спектрометре Alpha Analyst, с полупроводниковым кремниевым детектором, фирмы Canberra[1]. В результате спектрометрического анализа в образцах воды были обнаружены следующие радионуклиды: ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{90}Sr .

Результаты данной работы позволили выполнить характеризацию ЖРО, перед передачей на станцию перекачки жидких радиационных отходов.

Литература

1. Степанов А.В., Смирский Ю.Н., Семин И.А., Волкович А.Г. «Экспресс метод анализа радиоактивных отходов на присутствие компонентов топливной матрицы.» - Радиохимия, 2016. Т. 58. № 3, С. 302-304

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ «Курчатовский институт».

КОНЦЕНТРИРОВАНИЕ ХЛОРИДСОДЕРЖАЩИХ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

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

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград,
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9
e-mail: shatalina.yaana@yandex.ru

Жидкие РАО, образующиеся в различных процессах на предприятиях ядерного топливного цикла, характеризуются большим разнообразием составов, химических и физических свойств. Помимо радиоактивных нуклидов в их состав входят соли, ионы металлов и т.д., а также твердые вещества в виде мелкодисперсных взвесей, золь и гелей [1].

Основной задачей переработки ЖРО является концентрирование радионуклидов в минимальном объеме. При этом образующаяся при переработке жидкая фаза должна повторно использоваться в технологическом цикле либо сбрасываться в окружающую среду без причинения ей какого-либо вреда.

При очистке ЖРО методом упаривания получают очищенную воду и радиоактивный концентрат, содержащий основную массу радионуклидов. Эффективность очистки ЖРО определяется коэффициентом очистки воды от радионуклидов, и коэффициентом концентрирования радионуклидов в конечном объеме [2].

Однако, в классическом упаривании существует проблема, связанная с коррозией выпарного аппарата, в связи с высокой температурой рассола.

Для хлоридсодержащих ЖРО ситуацию еще больше усугубляет большая коррозионная активность хлорид-иона. Организация эффективного процесса упаривания при умеренных температурах с понижением давления в аппарате позволит снизить коррозионную активность, дополнительным преимуществом организации процесса станет повышение коэффициента очистки за счет использования мембранного насоса, поддерживающего различное давление с разных сторон колеблющейся мембраны.

В ходе экспериментов подтверждена технологическая возможность проведения процесса упаривания коррозионноактивных растворов, содержащих хлорид-ион при умеренных температурах и пониженном давлении. Выявлено, что по мере концентрирования скорость упаривания возрастает. По результатам упаривания определен коэффициент очистки, превышающий коэффициент очистки классического упаривания, значение которого достигает от 20 до 30 [3] Получены сухие пересыпающиеся соли после упаривания раствора, которые в последующем могут быть включены в железофосфатную керамику [4].

Литература

1. Чечеткин Ю.В., Грачев А.Ф. Обращение с радиоактивными отходами. – Самара: Самар. Дом печати, 2000;
2. Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами. – МАГАТЭ, Вена, 2005;
3. Рябков Д. В. Оптимизация процессов выпарки и ректификации при обращении с технологическими РАО от переработки ОЯТ АЭС : дис. – Радиевый ин-т им. ВГ Хлопина, 2011;
4. Экспериментальная проверка применимости железофосфатной керамики для иммобилизации радиоактивных отходов пирохимической переработки ОЯТ / С. С. Погляд, Я. И. Шаталина, Е. А. Бездыкова, О. С. Дмитриева // Вопросы радиационной безопасности. – 2024. – № 4(116). – С. 27-34. – EDN CVVWWP.

**РАЗРАБОТКА МЕТОДА КОМПАКТИЗАЦИИ ФИЛЬТРОВ СИСТЕМЫ
ГАЗООЧИСТКИ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНОГО ОБОРУДОВАНИЯ,
ИСКЛЮЧАЮЩИЙ СТАДИЮ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОГО РАЗБОРА ФИЛЬТРА**

Замалтдинова А.Р., Елисеев К.В., Дмитриева О.С., Васюнина Е.В., Погляд С.С.

*Акционерное общество «Государственный научный центр-Научно-исследовательский институт атомных реакторов», 433510, Ульяновская область, г. Димитровград, ш. Западное, д. 9,
e-mail: Salakhova2323@yandex.ru*

Процессы получения и переработки ядерного топлива сопровождаются образованием большого количества отработавших аэрозольных фильтров, загрязненных радионуклидами. Долговременное хранение либо захоронение без извлечения ядерных материалов и предварительной их компактизации не является безопасным решением. Сложность переработки заключается в том, что в его состав входит перхлорвинил, который содержит большое количество хлора 65-70% [1].

Необходимо разработать способ утилизации, который должен удовлетворять ряду требований, из которых основное это беспылевое отделение твердых компонентов от материала фильтра с возможностью их последующего использования или захоронения.

Проверено несколько способов обращения с фильтрами системы газоочистки радиационно-защитного оборудования: метод кислотного смывания ЯМ с материала фильтра, требующий предварительного разбора фильтра; термическая деструкция материала фильтра с предварительным разбором корпуса; растворение фильтрующего материала в органических растворителях, при этом предварительный разбор фильтра не требуется [2].

Первый способ заключался в кислотном смывании ядерных материалов с поверхности отработавшего аэрозольного фильтра азотной кислотой с концентрацией 8 моль/л и 15,49 моль/л при комнатной температуре и с нагревом до 80°C. Второй – в разложении фильтра при температуре 500°C в инертной атмосфере, в воздушной атмосфере и в инертной атмосфере с дожиганием в воздушной, с последующим кислотным растворением сухого остатка. Последний способ заключался в растворении материала аэрозольного фильтра в бензоле и о-ксилоле с последующей фильтрацией полученной суспензии и регенерацией растворителя.

По результатам проведенных экспериментов определили, что кислотное смывание проводить нецелесообразно, вследствие невозможности полного извлечения ЯДМ из фильтрующего материала.

Способ термической деструкции имеет ряд недостатков, главный из них требующий разборки корпуса фильтра.

Растворение фильтрующего материала в углеводородах позволяет снизить количество РАО за счёт рециклирования растворителя; аппаратное оформление не требует сложной системы газоочистки; практически полностью отсутствуют потери ЯДМ, отсутствует пылеобразование; отсутствует необходимость разборки корпуса фильтра.

Литература

1. Лосев И.П. Химия синтетических полимеров – 1960 – 432 с.
2. Патент № 2492536 Российская Федерация, МПК G21F9/28. Способ переработки отработавших фильтров на основе ткани Петрянова: № 2011147411/05: заявлено 22.11.2011: опубликовано 27.05.2013 / Мишина Н.Е., Красников Л.В., Лумпов А.А., Мурзин А.А. – 6 с.

ИЗУЧЕНИЕ СТЕКЛООБРАЗНЫХ И ПОРОШКОВЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ БЕЗОПАСНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В РАДИОХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЯХ

Старовойтов Н.П.¹, Казаков В.А.¹, Козлов П.В.¹, Дудкин В.А.¹, Коренев С.В.¹,
Поляков Е.В.¹, Стаканова Н.А.¹, Брайчун Е.С.¹, Глушкова Н.В.², Кинев Е.А.²,
Зырянов С.С.³, Сарячев М.Н.³, Васильев А.В.⁴

¹Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк» Россия, 456780, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,

²АО ИРМ, г.Заречный обл. Сведловская, ³ УрФУ им. Б.Н.Ельцина г. Екатеринбург

⁴ ИПЭ г. Екатеринбург

e-mail: cpl@po-mayak.ru

Работа выполнена в рамках изучения влияния внешнего и внутреннего облучения на свойства и структуру модельных боросиликатных и алюмофосфатных стекол, имитирующих остеклованные высокоактивные отходы (далее – ВАО), а также влияния внутреннего облучения на активное стекло, размещенное в хранилище. Исследования проводились с целью обоснования безопасности остеклованных отходов и их влияния на окружающую среду при глубинном геологическом захоронении, подтверждения качества остеклованных продуктов переработки ОЯТ при их отправке зарубежным партнерам [1]. Предложены новые экспериментальные методы исследования характеристик порошковых материалов применительно к образцам минорных актиноидов при их временном хранении перед дожиганием.

В процессе работы получены образцы боросиликатной матрицы (далее – БСС), содержащей цезий и стронций, имитирующей активные образцы отвержденной фракции радиоактивных цезия/стронция, выделенной из ВАО, а также образец алюмофосфатной матрицы, имитирующей активное стекло, хранящееся на ФГУП «ПО «Маяк». Проводились экспериментальные исследования теплофизических характеристик, однородности, термической и радиационной стойкости полученных материалов. Проведен оценочный теплофизический расчет разогрева бидонов европейского дизайна с БСС, помещенных в ячейку здания хранилища применительно к действующему комплексу остекловывания [2]. Получены образцы порошкового материала (U_3O_8), предполагаемого к использованию в качестве матрицы (разбавителя) минорных актиноидов при их временном хранении перед дожиганием в реакторах. В процессе работы проведен комплексный анализ полученных результатов и выданы рекомендации по обращению с упомянутыми материалами и применению новых методов измерения характеристик активных порошковых материалов.

Литература

1. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности (НП-019-2015) – 2025. – URL: <https://base.garant.ru/71149074/> (дата обращения: 15.05.2025).
2. Изучение влияния внешнего и внутреннего облучения на свойства остеклованных ВАО для обоснования безопасности их воздействия на окружающую среду, подтверждения качества остеклованных продуктов / Н.П. Старовойтов и др. // Вопросы радиационной безопасности, 2024 г. - Озерск, №2. – С. 11-28. – URL: https://www.po-mayak.ru/press_center/press/journal/journal_issue/ (дата обращения: 15.05.2025).

ОСОБЕННОСТИ УСТАНОВЛЕНИЯ ПРЕДЕЛА БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ДЛЯ ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМ

Старовойтов Н.П., Казаков В.А., Дудкин В.А., Монстаков Д.А., Козлов П.В.,
Логунов М.В., Тананаев И.Г.

ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, Челябинская область
e-mail: cpl@po-mayak.ru

На ФГУП «ПО «МАЯК» всегда в приоритете работы по обоснованию и установлению пределов безопасной эксплуатации. Задачей данной работы было изучение показателей пожаровзрывоопасности необлученной и предварительно облученной до 0,5 МГр (кобальт-60) экстракционной смеси (30 % трибутилфосфат в легком органическом разбавителе C₁₃, уравновешенный с 5 моль/л азотной кислотой в объемном соотношении 1:1), а также необлученной и предварительно облученной смеси, приготовленной на базе разбавителя C₁₀, с использованием методов определения температуры вспышки, синхронного термического анализа и адиабатической реакционной калориметрии.

Проведена исследовательская работа по сбору доказательной базы применимости результатов определения температуры вспышки в открытом тигле при установлении предела безопасной эксплуатации для экстракционных систем завода РТ-1 [1].

В соответствии с действующим на федеральном государственном унитарном предприятии «Производственное объединение «Маяк» стандартом организации [2] и РБ-060 [3] предел безопасной эксплуатации для экстракционных процессов должен быть установлен исходя из температуры вспышки в закрытом тигле, однако, допускается устанавливать иные значения пределов безопасной эксплуатации при наличии соответствующего обоснования (заключения) о взрывопожаробезопасности, оформленного в виде заключения компетентной организации или рекомендации ЦЗЛ.

В процессе исследований на действующем производстве установлено, что за время эксплуатации температура вспышки оборотного экстрагента, приготовленного на базе разбавителя C₁₀, определенная в открытом тигле, постепенно повышается на 10 °С и более. В сравнительных перекрестных экспериментах показана возможность использования результатов определения температуры вспышки в открытом тигле для определения предела безопасной эксплуатации экстракционных систем на базе разбавителя C₁₀ при условии постоянного контроля температуры в экстракционных аппаратах.

Литература

1. Старовойтов Н.П., Казаков В.А., Дудкин В.А., Монстаков Д.А., Козлов П.В., Логунов М.В., Тананаев И.Г. / Обоснование применимости результатов определения вспышки в открытом тигле при установлении предела безопасной эксплуатации для экстракционных систем // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2025 по направлению «Инновационные ядерные технологии». Сборник научных трудов всероссийской научно-практической конференции, 26-28 февраля 2025, г. Снежинск. – ISBN № 978-5-7262-3141-9 – С. 109-113. – URL: https://www.sphti.ru/wp-content/uploads/2025/02/тезисы-НС-2025_c-ISBN.pdf (дата обращения: 11.03.2025).
2. СТО Ц 054–2022. Система стандартов безопасности труда. ВПБ производственных процессов радиохимического, реакторного, химико-металлургического, химического и изотопного производств. Общие требования. – Озерск: ФГУП «ПО «Маяк», 2022.
3. РБ-060-10. Положение об оценке пожаровзрывобезопасности технологических процессов радиохимических производств.

ОЦЕНКА ТЕРМИЧЕСКОЙ И РАДИАЦИОННОЙ УСТОЙЧИВОСТИ МАТЕРИАЛОВ В СИСТЕМЕ ХРАНЕНИЯ УЦ САО

Старовойтов Н.П., Монстаков Д.А., Дудкин В.А., Сухинин П.И., Брайчун Е.С.,
Халтурин Д. В.

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение
«Маяк» Россия, 456780, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

В 2024 году разработана концепция налива цементного компаунда в отсеки, оснащенные системой хранения, выполненной из гомополимерного материала. Перед началом заполнения отсека цементным компаундом внутри него собирается сотово-ячеистая система хранения. Для определения содержания влаги в цементных компаундах и температуры плавления исследуемых пластиков проведен термический анализ контрольных и облученных образцов цементного компаунда и полипропиленов трех марок на термоанализаторе, параллельно регистрирующем изменение массы образца и экзо-, а также эндотермические процессы. Для определения влияния облучения на изменение фаз в цементных компаундах проведен рентгенофазовый анализ исследуемых образцов. Проведена ИК-спектрометрия контрольных и облученных образцов в области $4000-400\text{ см}^{-1}$ с применением приставки нарушенного полного внутреннего отражения. В процессе обработки спектров применялись коррекция базовой линии и удаление шумов от CO_2 и H_2O . Для исследуемого пластика показано, что температура плавления даже при максимальной рассмотренной поглощенной дозе не снизится до значений температур, достигаемых при возможном разогреве цементной смеси в процессе гидратации (до $90\text{ }^\circ\text{C}$), что позволяет использовать полипропилен для каркаса системы хранения на участке цементирования среднеактивных отходов (УЦ САО).

Результаты проведенных экспериментов показывают, что при облучении образцов цементных компаундов, приготовленных на основе сухой смеси У-3 и сильнощелочного раствора, при поглощенных дозах от 0,2 МГр до 1,0 МГр происходят изменения в микроструктуре материала. В целях оценки изменения макроструктуры цементных образцов под действием облучения проведен анализ двух точек (0 МГр и 1 МГр) с применением системы цифрового картирования элементного состава. Показано, что с укрупнением частиц цемента количество рентгеноаморфной фазы в компаунде снижается, однако при воздействии высоких доз происходит аморфизация материала. Таким образом, облучение оказывает на компаунд воздействие, сравнимое с тепловым.

Полученные результаты свидетельствуют, что планируемые к применению материалы на ФГУП «ПО «Маяк» соответствуют требованиям НП-019 по термической и радиационной устойчивости до поглощенной дозы 10^6 Гр [1, 2].

Литература

- 1 Старовойтов Н.П., Монстаков Д.А. и др. / Исследование термической и радиационной устойчивости материалов в системе хранения УЦ САО при обеспечении безопасности ЯТЦ // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2025 по направлению «Инновационные ядерные технологии». Сборник научных трудов всероссийской научно-практической конференции, 26-28 февраля 2025, г. Снежинск. – ISBN № 978-5-7262-3141-9 – С. 85-88. – URL: https://www.sphti.ru/wp-content/uploads/2025/02/тезисы-НС-2025_c-ISBN.pdf (дата обращения: 11.03.2025).
- 2 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требование безопасности» НП-019-15: утв. Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25.06.2015 № 242.

ОЦЕНКА ВЗРЫВОПОЖАРООПАСНОСТИ СОРБЦИОННЫХ СИСТЕМ НА ФГУП «ПО «МАЯК»

Дудкин В.А., Казаков В.А., Корнев С.В., Старовойтов Н.П.

*ФГУП «ПО «Маяк», Россия, 456780, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

В радиохимической технологии широко используются сорбционные методы выделения и разделения радиоактивных элементов с использованием анионитов. Анализ радиационных аварий в сорбционных системах с участием анионитов [1], которые привели к выходу радиоактивных веществ в окружающую среду и значительным материальным затратам на ликвидацию последствий аварий, показывает, что причиной разрушения сорбционных колонн и выброса их содержимого являлись экзотермические процессы взаимодействия анионита с содержащими нитраты окислителями, сопровождающиеся значительным тепло- и газовыделением.

На ФГУП «ПО Маяк» с целью замены анионита ВП-1АП (снят с производства в связи с высокой токсичностью одного из компонентов синтеза) продолжается поиск сорбционных материалов, использующихся для извлечения ценных компонентов. В настоящее время перспективным сорбентом для извлечения Pu-238 представляется макропористый анионит на основе сополимера 4-винилпиридина и дивинилбензола АМ-4ВП. В этой связи возникла необходимость проведения оценки взрывопожаробезопасности такого сорбционного процесса.

Методами адиабатической калориметрии исследовано термическое разложение анионита АМ-4ВП в нитратной форме. Проведена оценка взрывопожаробезопасности сорбционной системы для извлечения ценных компонентов в соответствии с нормативными требованиями РБ-125-17 [2, 3]. Определены значения критических температур теплового взрыва и максимально-возможной адиабатической и реальной температуры в сорбционной системе, которые могут быть достигнуты в результате неуправляемых экзотермических реакций [3]. Проведена оценка влияния отклонений параметров технологического процесса на взрывопожароопасность сорбционной системы. Проведенные исследования позволяют рекомендовать анионит АМ-4ВП, как замену ВП-1АП в основной сорбционной технологии.

Литература

1. Глаголенко Ю.В. Анализ причин разгерметизации сорбционной колонны на установке по получению плутония-238 радиоизотопного завода ПО «Маяк». ЦНИИАтоминформ, 1996.
2. Руководство по безопасности. Оценка взрывопожаробезопасности сорбционных систем при переработке отработавшего ядерного топлива: РБ-125-17: утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17.03.2017 № 89.
3. Дудкин В.А., Казаков В.А., Корнев С.В., Старовойтов Н.П. / Обеспечение взрывопожаробезопасности при сорбционном извлечении ценных компонентов // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2025 по направлению «Инновационные ядерные технологии». Сборник научных трудов всероссийской научно-практической конференции, 26-28 февраля 2025, г. Снежинск. – ISBN № 978-5-7262-3141-9 – С. 75-80. – URL: https://www.sphti.ru/wp-content/uploads/2025/02/тезисы-НС-2025_c-ISBN.pdf (дата обращения: 11.03.2025).

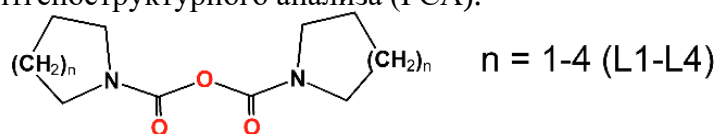
ЭКСТРАКЦИОННЫЕ И КООРДИНАЦИОННЫЕ СВОЙСТВА ЦИКЛИЧЕСКИХ ДИГЛИКОЛАМИДОВ ПО ОТНОШЕНИЮ К *f*-ЭЛЕМЕНТАМ

Евсюнина М.В.,^а Матвеев П.И.,^а Калинин М.А.,^а Калле П.^б, Борисова Н.Е.^а

^аМГУ им. М.В.Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы, 1

^бИнститут общей и неорганической химии имени Н. С. Курнакова РАН, 119991, Москва, Ленинский проспект, 31
e-mail: mashko-ya-e@mail.ru

Переработка высокоактивных отходов является ключевым этапом замыкания ядерно-топливного цикла. Одним из наиболее приемлемых методов для этого в промышленных масштабах является жидкостная экстракция. Разработка новых экстрагентов представляет собой актуальную междисциплинарную задачу на стыке радиохимии, органической и координационной химии. Дигликоламиды (ДГА) – тридентатные лиганды, соответствующие CHON-принципу и способные совместно извлекать трёхвалентные актиниды и лантаноиды в органическую фазу. Их экстракционные свойства можно модифицировать путём варьирования заместителей у амидных групп. Ранее для других классов соединений было показано, что циклизация заместителей повышает эффективность экстракции Am(III). В данной работе впервые синтезирован ряд дигликоламидов с различными циклическими заместителями и изучены их экстракционные свойства по отношению к Am(III), Ln(III) и U(VI). Комплексные соединения с нитратами *f*-элементов (La(NO₃)₃ и UO₂(NO₃)₂) были изучена методом рентгеноструктурного анализа (РСА).



Изучена экстракция Am(III), Ln(III) и U(VI) растворами ДГА в метанитробензотрифториде (F-3) из 3 М HNO₃. Установлено, что увеличение числа атомов углерода в циклических заместителях приводит к росту эффективности экстракции Am(III), Ln(III) и U(VI). Коэффициенты распределения Ln(III) увеличиваются при переходе от La к Lu. Поведение Am(III) близко к Nd(III), имеющему близкий ионный радиус. Исследования экстракции U(VI) показали, что ДГА с циклическими заместителями более эффективно извлекают уранил-катион по сравнению с нециклическим экстрагентом ТОДГА (N,N,N',N'-тетраоктилдигликоламидом).

Получены твердые комплексы уранила с лигандами L3 и L4. Координация осуществляется через тридентатный лиганд, два нитрат-аниона (один монодентатный и один бидентатный), а также два аксиальных атома кислорода, в результате чего координационное число урана равно 8. Комплекс La с L2 представляет собой 1D-полимерное соединение, состоящее из звеньев {LaL(NO₃)₃}. Каждый атом La координирован четырьмя нитратами, два из которых выступают в роли одновременно хелатирующих и мостиковых лигандов. Тридентатный лиганд завершает координационную сферу La до 11-вершинного полиэдра. Длины связей La–O для мостиковых нитратов больше, чем для хелатных.

Таким образом, можно заключить, что сама по себе циклизация не приводит к повышению эффективности экстракции An(III) и Ln(III) по сравнению с нециклическим аналогом ТОДГА. Однако для ДГА с n = 4 наблюдается большая экстракционная способность, что позволяет выделять An(III) и Ln(III) с использованием экстрагента меньшей молекулярной массы или при более низкой «рабочей» концентрации.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФ, проект №20-73-10076.

БЕЗОПАСНОЕ ВЕДЕНИЕ ПРОЦЕССА РАЗЛОЖЕНИЯ ОКСАЛАТ-ИОНА ПЕРОКСИДОМ ВОДОРОДА

Сиротина А.В., Ефремов И.Г., Зорихина М.А.

ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662970, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Ленина, 53
e-mail: sibghk@rosatom.ru

Процессы радиохимического производства сопровождаются образованием жидких радиоактивных отходов (ЖРО). В состав некоторых ЖРО входит ряд органических соединений, в частности, оксалат-ионы – как отходы от оксалатного осаждения оксидов актинидов. Современные методы обращения с ЖРО требуют удаления оксалат-ионов из растворов.

Среди способов удаления органических веществ из растворов для радиохимического производства наиболее актуальны методы, основанные на разложении оксалат-ионов – химические, каталитические, гидротермальные и электрохимические, а также разрушение под действием излучений высоких энергий (УФ, гамма-излучение и др.) [1,2].

По совокупности факторов (технологические, экономические, экологические) наиболее оптимальным способом для ФГУП «ГХК» на данный момент является реагентное разложение оксалат-ионов пероксидом водорода в азотнокислых растворах. Результаты экспериментов, проведенных сотрудниками ЦЗЛ ФГУП «ГХК» показали, что степень разложения оксалат-ионов в присутствии 130 г/л азотной кислоты и 70 г/л пероксида водорода при температуре 90⁰С составила более 97%.

В условиях организации технологии разложения оксалат-ионов в подгорной части наиболее остро встает вопрос о взрывопожаробезопасности проведения данного процесса.

В реакционном объеме пероксид водорода расходуется на разложение оксалата, взаимодействие с азотной кислотой и собственное разложение при повышенных температурах и на стенках сосуда с образованием газообразных продуктов (CO₂, NO₂, O₂, H₂O).

С целью определения безопасных условий технологического процесса разложения оксалат-иона в азотнокислом растворе пероксидом водорода были проведены как теоретические консервативные расчеты, допускающие максимальный выход продуктов химических реакций, так и экспериментальные исследования по учету газообразных продуктов в условиях технологии, применяемой на ФГУП «ГХК».

Результаты расчета показали, что при консервативном подходе максимальное избыточное давление в аппарате достигает не более 0,5 МПа. Существующий воздухообмен аппарата с разрежением обеспечивает полный унос образующегося избыточного давления.

Экспериментальные данные по взаимодействию пероксида водорода с азотной кислотой подтвердили теоретические расчеты.

Таким образом, рассматриваемый процесс разложения оксалат-иона в азотнокислых растворах является пожаробезопасным процессом для параметров, указанных выше.

Литература

1. Зеленин П.Г., Милютин В.В., Бахирб В. М., Адамович Д.В. Электрохимическое окисление оксалат-ионов в водных растворах // Радиохимия, 2021, т. 63, №4. – Стр. 1-7.
2. Апальков Г.А., Ефремов И.Г., Жабин А.Ю., Кокарев Г.Г., Дьяченко А.Н. Способ гетерогенного каталитического разложения оксалат-ионов, комплексонов и поверхностно-активных веществ в технологических растворах радиохимических производств. Патент RU 2553266 C1, 2015.

СИНТЕЗ И ИЗУЧЕНИЕ СВОЙСТВ ПЕРЛИТСОДЕРЖАЩИХ МАТРИЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ОСНОВЕ МОДИФИЦИРОВАННОЙ БОРОСИЛИКАТНОЙ ФРИТТЫ

Живулин Д.Е.^{а, б} Еремяшев В.Е.^а

*Южно-Уральский федеральный научный центр минералогии и геоэкологии Уральского
отделения Российской академии наук,*

456317, Челябинская область, г. Миасс, тер. Ильменский заповедник,

*^б Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего
образования «Южно-Уральский государственный университет (национальный
исследовательский университет)», 454080, Россия, Челябинск, пр. Ленина, 76*

e-mail: vee-zlat@mineralogy.ru

Эффективная иммобилизация перлитсодержащих высокоактивных отходов (ВАО) требует тщательного подбора матричных материалов с учётом свойств перлита и ВАО. Ключевые задачи синтеза данного материала— обеспечить химическую совместимость, предотвратить образование вторичных кристаллических фаз, снижающих барьерные функции матрицы при долгосрочном хранении. Немаловажным фактором при подборе конечного состава данного материала для иммобилизации перлитсодержащих ВАО является возможность использования существующих установок промышленного остекловывания ВАО в необходимом объеме.

Применение готовой промышленно синтезированной боросиликатной фритты является одним из оптимальным подходов для решения поставленной задачи. Данный материал, благодаря своей высокой химической стойкости, термической стабильности и способности эффективно включать в свою структуру компоненты перлитсодержащей пульпы с радионуклидами, способен обеспечить прочную фиксацию опасных элементов и предотвращает возможность их выщелачивание в окружающую среду в процессе долгосрочного хранения (захоронения) ВАО.

Одним из основных критериев выбора состава боросиликатной фритты является низкая температура размягчения и полного плавления, что упрощает процесс остекловывания в промышленных установках и снижает энергозатраты на данный процесс. Насыщение химическими элементами из перлитсодержащих ВАО способно приводить к значительному повышению температуры стеклования конечного матричного материала с ВАО. Это предполагает необходимость снижения температуру стеклования до заданной в техническом процессе введением натрия, лития и титана, что может быть заложено в исходном составе готовой промышленно синтезированной боросиликатной фритты.

Для исследования диапазонов изменения основных физических характеристик путем сплавления перлита для фильтров очистки радиоактивных отходов и двух видов боросиликатной фритты с разным содержанием натрия, лития и титана были полученные модельные перлитсодержащие матричные материалы. Для каждого вида фритты выполнены проверка соответствия заданному конечному химическому составу и определение изменения плотности образцов матричного материала в зависимости от массовой доли перлитсодержащего материала. Методом дифференциально термического анализа выявлено влияние вида фритты и массовой доли перлита в модельном матричном материале на температуру размягчения/стеклования материала. С целью поиска объяснения причин наблюдаемых закономерностей методами ИК спектроскопии и спектроскопии КР изучено изменение структуры полученных материалов. Сделан вывод о перспективности применения данного способа остекловывания перлитсодержащих пульп с ВАО на существующих установках промышленного остекловывания ВАО

*Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-23-00252,
<https://rscf.ru/project/25-23-00252/>*

СПОСОБ ЖИДКОСТНОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Луконин Д.А.,^а Горбунова О.А.,^б Кошкин В.Ю.,^а
Зарубин И.В.,^а Новожилова М.Р.^а

^аОбщество с ограниченной ответственностью «РусАтом Инжиниринг»,
620026, Екатеринбург, ул. Белинского, д. 56, оф. 928,
^бФГУП «ФЭО», 119017, Москва, ул. Б. Ордынка, д. 24
e-mail: i.zarubin@rusatoming.ru

Разработан комплекс жидкостной химической и электрохимической дезактивации МРАО, обеспечивает снижение объёма вторичных жидких радиоактивных отходов (ЖРО), экономию реагентов и энергоресурсов, а также повышение производительности процесса.

Комплекс включает различные типы ванн, насосов, емкостей, трубопроводов и систему вентиляции.

Ванна химической дезактивации, предназначенная для дезактивации углеродистых сталей, оснащена двойным корпусом, нагревательным элементом, крышкой, переливным карманом, устройствами воздушного барботирования и удаления воздуха, теплоизоляцией.

Ванна электрохимической дезактивации, предназначенная для дезактивации нержавеющей сталей, дополнительно имеет катодную и анодную пару.

Ванна промывки обеспечивает двустороннюю промывку (душирование и погружение), оснащена форсунками, крышкой, переливным карманом и системой подогрева.

Ванна сушки оснащена форсуночными системами подачи воздуха, элементами отвода воздуха.

Способ дезактивации, осуществляющийся в данном комплексе, включает следующие операции:

- химическую дезактивацию в растворах фосфорной (150–200 г/л) или серной кислоты (200 г/л + 30 г/л NaCl) при 60–65°C в течение 20 мин с барботажем воздуха, направленную на травление поверхности МРАО с переходом загрязнений в рабочий раствор;
- электрохимическую дезактивацию, где МРАО служат анодом, а электролит содержит серную (10–20%) и фосфорную (65–70%) кислоты, направленную на анодное растворение металла с переходом загрязнений в рабочий раствор;
- промывку и сушку сжатым воздухом (0,3 МПа);
- фильтрацию рабочих растворов от механических примесей, сбор фугата и дальнейшую переработку остатков;
- нейтрализацию отработанных растворов с последующим цементированием.

Предлагаемый способ дезактивации обеспечивает:

- многократное использование дезактивирующих растворов после центрифугирования, фильтрации и корректировки кислотного состава, а также многократное использование водных промывных растворов;
- снижение временных затрат за счёт совмещения операций дезактивации, промывки, сушки и радиационного контроля;
- обеспечение экологической безопасности процесса за счёт минимизации образования вторичных жидких радиоактивных отходов и контакта персонала с МРАО.

СИСТЕМА ГЕРМЕТИЧНОГО КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ЗОЛЬНОГО ОСТАТКА ПРИ СЖИГАНИИ ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Луконин Д.А.,^а Горбунова О.А.,^б Симонов В.И.,^а
Зарубин И.В.,^а Новожилова М.Р.^а

^аОбщество с ограниченной ответственностью «РусАтом Инжиниринг»,
620026, Екатеринбург, ул. Белинского, д. 56, оф. 928,
^бФГУП «ФЭО», 119017, Москва, ул. Б. Ордынка, д. 24
e-mail: i.zarubin@rusatoming.ru

Обращение с зольным остатком после сжигания твердых радиоактивных отходов (ТРО) требует надежной герметизации для минимизации рисков загрязнения.

Разработана система герметичного кондиционирования зольного остатка, обеспечивающая: повышение герметичности узлов загрузки и упаковки зольного остатка; исключение пыления и минимизацию выбросов радионуклидов; упрощение конструкции и отказ от расходных материалов; введение дополнительной функции плавления зольного остатка в зависимости от категории ТРО.

Система герметичного кондиционирования зольного остатка состоит из:

- герметичного рабочего бокса, оснащенного манипуляторами, перчатками, смотровыми окнами, устройствами освещения и видеонаблюдения, рольгангом для перемещения и позиционирования контейнера внутри бокса и системой дезактивации;
- узла дозированной загрузки зольного остатка, оснащенного шнековым транспортером, датчиком контроля радиоактивности золы и загрузочной течкой с уплотнительными элементами;
- контейнера с гибким пакетом, герметично соединяемым с течкой;
- узла герметизации и отрезки пакета с нагреваемыми губками и ножом на пневмоприводе;
- узла плавления, состоящего из муфельной печи с тиглем для обработки очень низкоактивных отходов (ОНАО).

Технологический процесс обеспечивается с помощью указанных выше узлов и механизмов. Рольганг внутри корпуса обеспечивает точное позиционирование бочки с помощью датчиков положения. Зола подается через течку в полиэтиленовый пакет, герметично закрепленный на ней. Механизм запайки и резки пакета обеспечивает изоляцию отходов. Переплавка золы категории ОНАО в муфельной печи позволяет существенно сократить объем ТРО. Дополнительные функции: подача дезактивирующих растворов через штуцера, ручные манипуляторы для операций внутри корпуса, освещение, видеонаблюдение, автоматизация.

Разработанная система герметичного кондиционирования зольного остатка имеет следующие преимущества: упрощение конструкции за счет отказа от узла цементированья; повышение безопасности за счет исключения пыления и утечек; гибкость обработки ТРО (два режима для разных категорий РАО); снижение эксплуатационных затрат (отсутствие расходных материалов); автоматизация ключевых операций (позиционирование, запайка); улучшение условий обслуживания и радиационной защиты.

Система герметичного кондиционирования зольного остатка обеспечивает безопасное и эффективное кондиционирование зольного остатка, соответствует требованиям радиационной защиты и критериям приемлемости РАО.

Способ и устройство для его осуществления защищено патентом РФ (приоритет от 23 января 2024 г, № 2825890).

ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКАЯ ДЕЗИНТЕГРАЦИЯ ТОПЛИВНЫХ КОМПАКТОВ ДЛЯ ИЗВЛЕЧЕНИЯ МИКРОТВЭЛОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ТОПЛИВА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

Захарова Н.А., Филимонова Е.Д., Семяшкин Н.Д., Павлова Д.В., Богданов А.И.

*АО «ВНИИНМ», г. Москва, ул. Рогова, 5а,
e-mail: NadAnZakharova@bochvar.ru*

Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР) в качестве топлива использует микровэлы, представляющие собой сферические частицы размером около 800 мкм. КERN микровэлов, состоящий из диоксида урана, покрывается защитными слоями из пироуглерода и карбида кремния, которые препятствуют выходу ядерных материалов (ЯМ) и продуктов деления (ПД). Микровэлы помещаются в графитовую матрицу, образуя цилиндрические топливные компакты. Для переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) ВТГР необходимо извлечение топливных компактов из ТВС и затем извлечение микровэлов из топливных компактов. Важным параметром разделения графита топливных компактов и микровэлов является сохранение защитных слоев микровэлов.

В качестве метода извлечения микровэлов из графитовой матрицы топливных компактов был предложен метод электрохимической дезинтеграции [1]. Процесс заключается в разрушении матрицы компакта в слоях, которые находятся в контакте с электролитом. В итоге получается смесь графитовой крупки и микровэлов. Различие в плотностях позволяет достаточно легко разделить данную смесь на компоненты. Данный метод позволяет сохранить целостность микровэлов.

В данной работе подобраны условия дезинтеграции компактов в растворах азотной кислоты без дополнительных реагентов при различных плотностях тока. Исследованы: влияние различных форм катодов, выполненных из титана марки ВТ-1-0, подаваемой силы тока и концентрации азотной кислоты в электролите на скорость разрушения графита; целостность защитных слоев микровэлов; образование расширенного графита; наработку азотистой кислоты и водорастворимых органических соединений; полноту разрушения графитовой матрицы компакта.

По результатам опытов определены оптимальные условия дезинтеграции компактов: удельная плотность тока на аноде от 0,2 до 0,3 А/см²; концентрация азотной кислоты в электролите от 3 до 8 моль/л, без значительного влияния на скорость процесса. Выявлено, что: (1) при концентрации азотной кислоты 1 моль/л процесс разрушения графита практически останавливается; (2) в ходе процесса часть графита окисляется с образованием водорастворимых органических соединений; (3) при проведении дезинтеграции защитный слой микровэлов сохраняет свою целостность.

В докладе представлены результаты разработки процесса и результат отработки наиболее оптимальных параметров на 13 компактах.

Литература

1. Tian L., Wen M., Li L., Chen J. Disintegration of graphite matrix from simulative high temperature gas-cooled reactor fuel element by electrochemical method. – *Electrochimica Acta*, 2009, v. 54, № 28, p. 7313-7317.

Данная работа проводилась в рамках Единого отраслевого тематического плана научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ Госкорпорации «Росатом» (ЕОТП) в 2022-2024 гг. Заказчиком и обладателем исключительных прав на результаты НИОКР является АО «ТВЭЛ».

СООДСОРБЦИЯ СТРОНЦИЯ, ИТТРИЯ И ПОВЕРХНОСТНО-АКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ НА АКТИВИРОВАННОМ УГЛЕ

Кангина О.А., Чернышева М.Г., Спивак Е.Я., Гопин А.В., Бадун Г.А.

*Химический факультет Московского государственного университета имени
М.В.Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы 1, стр.3
e-mail: olalkangina@yandex.ru*

Низкоактивные воды специализированных прачечных атомных электростанций формируют порядка 30% от общего объёма жидких радиоактивных отходов (ЖРО). В существующих технологических схемах обработки указанные воды, как правило, смешивают с иными категориями ЖРО. Ключевой технологической проблемой при очистке данного типа отходов является присутствие в их составе поверхностно-активных веществ (ПАВ), которые из-за пенообразующих свойств существенно снижают эффективность извлечения радионуклидов. Образующиеся устойчивые пенные системы представляют собой значительную экологическую угрозу, вызывая нарушения процессов аэрации водных объектов и оказывая негативное воздействие на гидробиос. Среди применяемых методов обработки следует отметить радиационно-химическую деструкцию ПАВ. Однако данный процесс сопровождается образованием токсичных продуктов разложения, включая карбоновые кислоты, кетоны и альдегиды, что создаёт дополнительные риски для окружающей среды. Поэтому использование сорбентов является одним из способов решения проблемы очистки вод спецпрачечных.

В работе исследована соадсорбция катионов стронция, иттрия и ПАВ разной природы (катионные, анионные и неионогенные) на активированном угле, полученном из растительного сырья. Стронций и иттрий выбраны как примеры двух- и трехзарядных катионов. Адсорбционный эксперимент проводили в широком диапазоне концентраций солей стронция и иттрия от 2 мкМ до 5 мМ для учета влияния ионной силы.

Для экспериментального изучения совместной адсорбции катионов металлов и ПАВ использовали радиоактивные индикаторы: $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ и меченные тритием ПАВ, которые получали с помощью метода термической активации трития.

В работе для рассмотренных типов ПАВ выявлены следующие эффекты:

Анионное ПАВ: образование малорастворимых соединений с катионами металлов; усиление сорбции обоих исследуемых катионов; снижение степени их десорбции; повышение эффективности сорбции самого ПАВ.

Неионогенное ПАВ: отсутствие влияния на величину первоначальной адсорбции катионов стронция и иттрия; выраженный эффект удержания катионов на поверхности; предотвращение процесса их десорбции; эффективность сорбции самого ПАВ при этом практически не изменяется.

Катионное ПАВ: снижение сорбционной емкости по всем компонентам системы; уменьшение адсорбции катионов металлов и самого ПАВ; увеличение степени десорбции катионов с поверхности сорбента.

Работа выполнена в рамках государственного задания МГУ имени М.В.Ломоносова, регистрационный номер 122030200324-1.

НАНОФИЛЬТРАЦИОННАЯ ОЧИСТКА РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АЭС

Каптаков В.О., Милютин В.В., Некрасова Н.А.

*ФГБУН ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина РАН, 119071, г. Москва, Ленинский проспект, 31, кор. 4;
e-mail: V.Kapt@yandex.ru*

В настоящее время, при переработке радиоактивных отходов АЭС механические методы очистки не позволяют удалять радионуклиды, ассоциированные с частицами размером менее 10 мкм. К такого рода загрязнениям относятся микровзвеси, истинные и псевдоколлоиды.

Для удаления загрязнений подобного рода используются методы мембранной фильтрации – микрофильтрация (до 0.1 мкм), ультрафильтрация (0.1-0.01 мкм) и нанофильтрация (0.01-0.001 мкм). Среди представленных мембранных методов, процесс нанофильтрации (НФ) практически не применяется, однако, обладает рядом преимуществ, делающим его перспективным для очистки жидких радиоактивных отходов (ЖРО).

НФ мембраны отличаются наименьшим размером пор, а также, наличием заряда на поверхности мембраны, что добавляет к механизму задержания электростатические силы, в связи с чем, возникает возможность более эффективного задержания не только радионуклидов, находящихся в нерастворимом виде, но и в виде многозарядных ионов.

В работе изучена возможность применения метода НФ для очистки ЖРО (трапных вод) одной из российских АЭС с реактором типа ВВЭР-1200 с общим солесодержанием 12-13 г/дм³ и суммарной активностью около 10⁴ Бк/дм³. Основным показателем процесса мембранного разделения является задерживающая способность (R), %:

$$R = (1 - \frac{C_{оч}}{C_0}) \times 100 \%,$$

где C₀, и C_{оч} – концентрация (активность) удаляемого компонента в исходном и в очищенном растворе (пермеате) соответственно.

Определенные показатели задерживающей способности по основным дозообразующим радионуклидам ЖРО, представлены в таблице.

Таблица. Показатели НФ очистки трапных вод АЭС ВВЭР-1200

Радионуклид	¹²⁵ Sb	⁷ Be	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	^{110m} Ag	⁶⁰ Co	Σγ
R, %	81	75	68	65	93	87	72
K _{оч}	5.4	3.9	3.1	2.9	13.6	7.5	3.6

Полученные экспериментальные данные показали, что на этапе НФ очистки возможно удаление около 72% суммы радионуклидов.

Аналогичные эксперименты проведенные с использованием микро- и ультрафильтрационных мембран показали эффективность 26.9 и 27.8% соответственно. Высокие показатели задерживающей способности НФ мембраны, согласно фазово-дисперсному анализу, обусловлены преимущественным нахождением нерастворимых радионуклидов в виде микроколлоидов (0.001-0.05 мкм).

Полученные результаты говорят о возможности эффективного применения метода НФ для очистки ЖРО различного состава. Очищенный раствор (пермеат) может быть отправлен на доочистку, например с использованием селективных неорганических сорбентов.

КОРРОЗИЯ ЦЕЗИЙ-СТРОНЦИЕВЫХ БОРОСИЛИКАТНЫХ СТЕКОЛ ПРИ ДЛИТЕЛЬНОМ ВЫЩЕЛАЧИВАНИИ

Карпович Н.Ф., Алой А.С., Чуркина А.В., Сластихина П.В.

*АО Радиевый институт им. В.Г. Хлопина,
Санкт-Петербург, 2й-Муринский пр., д.28*

Одним из вариантов обращения с высокорadioактивными отходами является их иммобилизация в устойчивую твердую матрицу, такую как боросиликатное стекло. Выделение цезий-стронциевой фракции дает возможность остекловывания повышенного количества этих нуклидов и позволяет перевести отходы в категорию, пригодную для приповерхностного захоронения. Для прогнозирования долгосрочной стабильности стекла и скорости высвобождения радионуклидов в воду требуется понимание основных реакций, происходящих со стеклом и окружающей его средой.

Целью работы было изучение кинетики и механизма деградации боросиликатных стекол с цезием и стронцием (10 масс. %) при взаимодействии с водой в течение 1 года.

Состав стекломатрицы для введения оксидов цезия и стронция для иммобилизации модельных ВАО ОДЦ ГХК и аналогичен [1]. Выщелачивание производили в дистиллированной воде в течение 1 года при комнатной температуре со сменой воды каждые 30 сут. Для количественной оценки водоустойчивости рассчитывали нормализованные потери и скорости выщелачивания компонентов стекла. Механизм выщелачивания элементов из образцов оценивали согласно модели де Гроота и Ван дер Слоота по углу наклона (K) прямой зависимости логарифма выхода элемента $\lg B_i$ от логарифма времени $\lg(t)$. Тангенс угла наклона (K) соответствует механизму: $>0,65$ – растворение, $0,35-0,65$ – диффузия, $<0,35$ – вымывание с поверхности образца (в том числе с обеднением поверхностного слоя) [2].

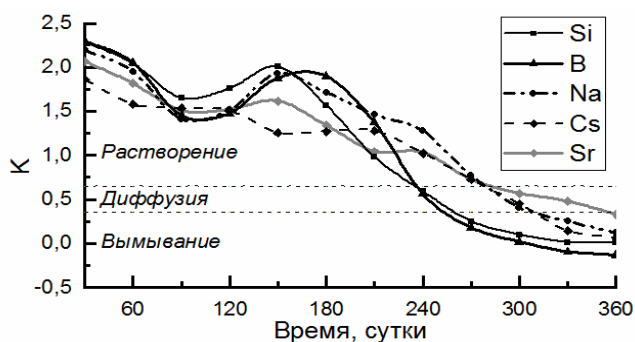


Рисунок 1. Зависимость механизма выщелачивания от времени

Обнаружено, что на первом этапе, растворение, является доминирующим механизмом выщелачивания как компонентов стекломатрицы, так цезия и стронция. После 300 сут механизм выщелачивания стронция остается диффузионным, в то время как для всех остальных элементов переходит на стадию вымывания (Рис. 1). Отличие механизма выщелачивания стронция возможно связано с растворимостью его соединений, образующих слой на поверхности стекла.

Литература

1. Алой А. С., и др. Физико-химические характеристики остеклованных модельных ВАО ОДЦ ГХК // Радиоактивные отходы. 2018. № 4 (5). С. 67-75.
2. de Groot, G. H. van der Sloot. 1992. Determination of Leaching Characteristics of Waste Materials Leading to Environmental Product Certification, 149–170. doi:10.1520/stp19548s.

**РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИММОБИЛИЗАЦИИ ПЕРЛИТНЫХ ПУЛЬП,
ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО
ТОПЛИВА, В ЦЕМЕНТНУЮ МАТРИЦУ**

Шайдуллин С.М., Ремизова В.А., Бобров П.А., Козлов П.В.

*ФГУП «Производственное объединение «Маяк», 456783, Россия, Озерск, пр. Ленина, 31
e-mail: mayak@po-mayak.ru*

В результате фильтрации раствора отработанного ядерного топлива (ОЯТ) образуются пульпы, представляющие собой смесь отработанной фильтрующей загрузки и нерастворившихся частиц топлива. Обращение в настоящее время с данной группой отходов предполагает их долговременное хранение в емкостях-хранилищах.

К 2025 г. на предприятии накопилось около 160 м³ высокоактивных пульп от регенерации фильтров с суммарной активностью от 60 до 200 тыс. Ки. Данные уровни активности указаны на основании расчетных оценок. При длительном хранении пульп не исключена возможность разгерметизации емкостей за счет коррозионного воздействия отходов на материал емкости и, как следствие, поступления радионуклидов в окружающую среду.

С учетом планов развития радиохимического производства необходимо разработать эффективные способы переработки данной группы радиоактивных отходов.

На сегодняшний день одним из возможных способов обращения с данным видом отходов рассматривается цементирование. В период с 2021 по 2024 года на ФГУП «ПО «Маяк» проведены исследования по включению модельной перлитной пульпы в цементные матрицы различных составов. Модельная перлитная пульпа готовилась путем фильтрации имитатора растворенного высокообогащенного ОЯТ через перлитный фильтр. Отверждение полученной пульпы проводилось во влажном и обезвоженном виде.

Для отверждения модельной перлитной пульпы использовали сухие смеси на основе портландцемента марки ЦЕМ II/В-Ш-42,5Н с добавками бентонита марки ПБМБ и клиноптилолита (активная цеолитовая добавка Сокирнит тип 1 производства Цеомакс). Для улучшения текучести цементного теста в состав сухой смеси вводили суперпластификатор.

По результатам исследований установлено, что лучшим вариантом является отверждение перлитной пульпы во влажном виде. Данный способ существенно проще в осуществлении, не предполагает высокотемпературных стадий по предварительной подготовке перлитной пульпы. Отстаивание и нейтрализация перлитной пульпы должны проводиться в месте последующего отверждения для исключения потерь твердой фазы при передаче по трубопроводам. Объем компаунда в данном случае составит примерно 10 м³/год, исходя из годовой производительности по вновь образующимся осадкам. В качестве упаковки, рассматривается аналог защитного контейнера НЗК, сертифицированный под 2 класс радиоактивных отходов.

В ходе теплофизических расчетов температурного поля упаковки при заданных условиях показано, что при 12 % включении перлитной пульпы в цемент температура в центре компаунда составит 42 °С, а температура стенок контейнера останется равной температуре окружающей среды.

Проведенные оценочные расчеты образования радиолитического водорода показывают, что максимальная скорость газовыделения в первый год хранения компаунда в контейнере типа НЗК составит не более 0,06 дм³/ч при стандартной температуре плюс 25°С и давлении 1 атм. Далее скорость будет падать из-за снижения содержания воды в компаунде, а также вследствие снижения активности материала.

СОРБЦИОННОЕ ИЗВЛЕЧЕНИЕ ЦЕЗИЯ ИЗ ЩЕЛОЧНЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ФГУП «ПО «МАЯК»

Маркова Д.В.,^а Феоктистов К.А.,^а Шайдуллин С.М.,^а Козлов П.В.,^а
Милютин В.В.,^б Егорин А.М.^в

^аФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская область, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,

^бИФХЭ РАН, 119071, г. Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4

^вИХ ДВО РАН, 690022, г. Владивосток, проспект 100-летия Владивостока, д. 159

e-mail: cpl@po-mayak.ru

С 1986 года на ФГУП «ПО «Маяк» в специальных хранилищах находится около 14 тыс. м³ высокоактивных щелочных пульп. Эти отходы образовались в результате осадительной переработки облученных ядерных материалов. В настоящее время перед предприятием стоит важная задача по утилизации данного типа высокоактивных материалов.

Отходы состоят из двух фракций – осадочной и растворной, которые требуют раздельного подхода при дальнейшей переработке. Растворная часть представляет собой высокоминерализованную щелочную среду со средней удельной активностью $3 \cdot 10^{10}$ Бк/дм³, обусловленной в основном присутствием радионуклида ¹³⁷Cs.

Проведено экспериментальное изучение эффективности сорбционной очистки реальных щелочных высокоактивных растворов от радионуклидов цезия с целью снижения их общей активности для последующей фиксации дезактивированного фильтрата в цементных матричных материалах. В качестве сорбентов применялись неорганический гранулированный материал Ферсал, его мелкодисперсная модификация Ферсал-МД и синтетическая резорцинформальдегидная смола РФС-и.

Экспериментальные данные демонстрируют высокую эффективность сорбента Ферсал при извлечении цезия в динамических условиях. Установлено, что фильтроцикл сорбента до $K_{оч} = 300$ составляет 140 к.о., при этом максимальный коэффициент очистки составляет $2 \cdot 10^4$. Основная фракция цезия (86 % от сорбированной активности) элюируется при пропускании 9 к.о. десорбирующего раствора. Воздействие кислотных растворов приводит к деградации матрицы сорбента и невозможности его повторного использования.

Проведенные испытания сорбента Ферсал-МД в статическом режиме показали, что трехстадийная очистка раствора при дозировке 3 кг/м³ на каждой стадии (суммарный расход 9 кг/м³) обеспечивает снижение активности в растворе на два порядка.

Экспериментально установлено, что сорбент РФС-и демонстрирует стабильность в первых двух циклах, сохраняя фильтроцикл до $K_{оч} = 300$ на уровне 60 к.о. в каждом цикле. Для эффективного элюирования цезия требуется пропускание 10 к.о. десорбирующего раствора. Степень десорбции составляет 86 % после первого цикла, 58 % после второго цикла.

Наибольшую эффективность в переработке щелочных высокоактивных отходов демонстрирует сорбент Ферсал, который обеспечивает максимальную очистку от цезия при минимальном расходе материала, что делает его наиболее перспективным для применения на предприятии.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ КОРРОЗИИ ОГНЕУПОРОВ В МОДЕЛЬНЫХ РАСПЛАВАХ МАТРИЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВАО

Лебедев А.С.,^а Еремяшев В.Е.,^а Рассомахин М.А.,^а Козлов П.В.^б

^а Южно-Уральский федеральный научный центр минералогии и геоэкологии Уральского отделения Российской академии наук,

456317, Челябинская область, г. Миасс, тер. Ильменский заповедник,

^б Производственное объединение «Маяк», 456783, Россия, Озерск, пр. Ленина, 31

e-mail: vee-zlat@mineralogy.ru

В продолжении работ [1] по исследованию характеристик огнеупорных материалов, используемых в печах прямого электрического нагрева для остекловывания радиоактивных отходов, получены результаты экспериментального исследования контактного высокотемпературного взаимодействия двух видов футеровочных материалов разного состава с двумя модельными боросиликатными расплавами, ранее использованными для коррозионных испытаний металлических материалов [2], и расплавом легкоплавкого компаунда, разработанного для остекловывания ВАО [3]. Методами электронной микроскопии выполнено физико-химическое исследование коррозионных изменений структуры и химического состава данных материалов после их контактного высокотемпературного взаимодействия.

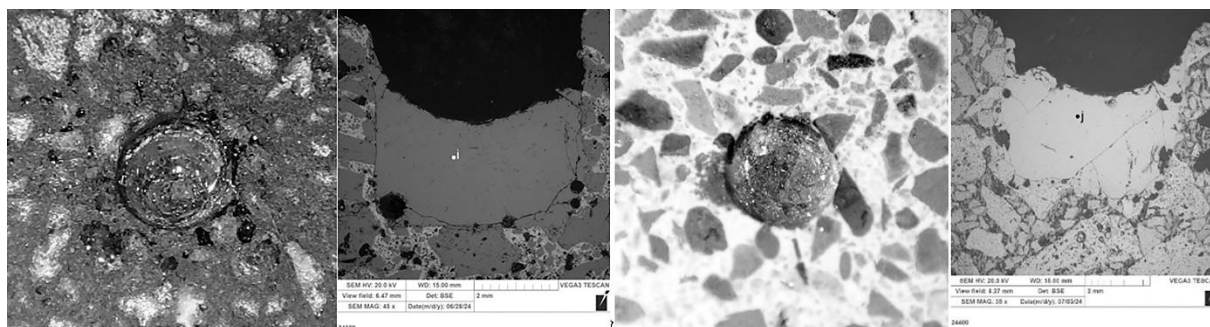


Рисунок 1. Цилиндрические углубления на поверхности футеровок ХКТ-30 (слева) и МКВ-65 (справа), заполненные боросиликатным расплавом

Выполнена оценка структурно-химических факторов, определяющих коррозионное воздействие боросиликатных расплавов и устойчивость исследованных огнеупорных материалов. Полученные результаты рекомендуются для обоснования применения данных типов огнеупорных материалов в плавильных промышленных установках остекловывания ВАО.

Литература

1. Шайдуллин С.М., Ремизов М.Б., Козлов П.В., Дубков С.А., Печенкина М.В., Кочкина Г.В. Новые огнеупоры, 2022, **11**, 3.
2. Лебедев А.С., Еремяшев В.Е., Рассомахин М.А., Кориневская Г.Г. Радиоактивные отходы, 2024, **1(26)**, 47.
3. Шайдуллин С.М., Никулина А.Ю., Ремизов М.Б., Козлов П.В. Известия ТПУ. Инжиниринг георесурсов, 2024, **335(3)**, 50.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-23-00252, <https://rscf.ru/project/25-23-00252/>

**РАЗРАБОТКА СОСТАВА ЛЕГКОПЛАВКОГО БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА
ДЛЯ МАЛОГАБАРИТНОГО ПЛАВИТЕЛЯ ДИЗАЙНА ФГУП «ПО «МАЯК»****Шайдуллин С.М., Козлов П.В., Ремизов М.Б., Никулина А.Ю.***ФГУП «Производственное объединение «Маяк», 456783, Россия, Озерск, пр. Ленина, 31
e-mail: mayak@po-mayak.ru*

Ориентировочно в 2030 г. на ФГУП «ПО «Маяк» планируется запуск нового комплекса остекловывания, универсального по составу отверждаемых жидких радиоактивных отходов (ЖРО). В его составе предполагается использование двух эвакуируемых плавителей прямого электрического нагрева на алюмофосфатном стекле и эвакуируемого малогабаритного плавителя прямого электрического нагрева на боросиликатном стекле разработки ФГУП «ПО «Маяк». С учетом технологических особенностей процесса остекловывания на данном плавителе, необходимо разработать состав легкоплавкого боросиликатного стекла, которое, с одной стороны удовлетворяло требованиям, изложенным в НП-019-2015 [1], а с другой – имело необходимые температурно-вязкостные характеристики для обеспечения управляемого слива стекла через индукционно обогреваемое донное сливное устройство при температуре от 950 до 1150 °С.

В связи с этим, в период с 2020 по 2025 год на ФГУП «ПО «Маяк» на модельных системах при помощи метода симплексного планирования эксперимента проводились работы, направленные на разработку легкоплавкого состава боросиликатного стекла, обеспечивающего процесс отверждения жидких ВАО в малогабаритном плавителе с получением стеклоподобного компаунда требуемого качества. В качестве имитатора компонентов ВАО в боросиликатное стекло вводились следующие оксиды: Al_2O_3 , MgO , CaO , TiO_2 , Li_2O , SrO , Cs_2O , ZrO_2 , MoO_3 , La_2O_3 , CeO_2 , Nd_2O_3 , NiO , Cr_2O_3 , Fe_2O_3 .

В рамках проделанной работы построены математические модели, описывающие зависимость свойств боросиликатных стекол от состава (температурно-вязкостные свойства, скорость и степень выщелачивания) и выбраны параметры его оптимизации; синтезированы боросиликатные стекла, определены их фазовый состав и свойства, выявлено влияние содержания компонентов имитаторов ВАО на структурные свойства, термическую устойчивость, однородность стекла; определены границы составов БСС, обеспечивающих получение стеклоподобного компаунда, отвечающего технологическим и нормативным [1] требованиям, мас. %: $(47,8-59,8)\text{SiO}_2 - (12,6-17,6)\text{Na}_2\text{O} - (12,3-17,2)\text{B}_2\text{O}_3 - (5,4-27,3)\text{BAO}$.

Исследовано коррозионное воздействие на конструкционные материалы плавителя расплава боросиликатного стекла, соответствующего перспективной области составов, мас. %: $47,8\text{SiO}_2 - 15,1\text{Na}_2\text{O} - 14,7\text{B}_2\text{O}_3 - 22,4\text{BAO}$ ($\text{BAO} = 2,5\text{Al}_2\text{O}_3 - 1,8\text{MgO} - 4,2\text{CaO} - 1,0\text{TiO}_2 - 2,8\text{Li}_2\text{O} - 1,3\text{SrO} - 0,8\text{Cs}_2\text{O} - 1,6\text{ZrO}_2 - 1,4\text{MoO}_3 - 0,4\text{La}_2\text{O}_3 - 1,8\text{CeO}_2 - 1,5\text{Nd}_2\text{O}_3 - 0,2\text{NiO} - 0,3\text{Cr}_2\text{O}_3 - 0,9\text{Fe}_2\text{O}_3$).

Проведены полупромышленные испытания малогабаритного плавителя на стендовой установке, по результатам которых установлено, что при использовании боросиликатного стекла разработанного состава достигается однородный расплав стекломассы, контролируемый слив расплава стекла из плавителя, плановая производительность печи от 10 до 11 кг/ч по стеклу. Показано, что введение компонентов ВАО в расплав стекла не ухудшает электрические и энергетические характеристики плавки.

Литература

1. НП-019-15. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. Утв. Приказом Ростехнадзора от 25.06.2015 № 252. – Введ. 2015-25-06. – М.: Ростехнадзор России, 2015. – 22 с.

ЦЕМЕНТИРОВАНИЕ ЩЕЛОЧНЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ФГУП «ПО «МАЯК»

Феокистов К.А.,^а Маркова Д.В.,^а Шайдуллин С.М.,^а Козлов П.В.,^а Парутин К.А.,^а
Ахтямов Э.Р.,^б Аверина Г.Ф.^б

^аФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озерск, Челябинской обл., пр. Ленина, 31

^бООО «УралНИИСтром», 454047, г. Челябинск, а/я 5177

e-mail: cpl@po-mayak.ru

В период с 1968 по 1986 гг. в результате применения осадительных технологий при переработке облученных ядерных материалов накоплено значительное количество ВАО. Хранение данного вида отходов в жидком виде в долгосрочной перспективе не обеспечивает должного уровня безопасности.

Обращение с растворной частью накопленных щелочных ВАО предполагает извлечение раствора из ёмкостей-хранилищ, сорбционную или экстракционную переработку и дальнейшую иммобилизацию очищенного раствора.

Одним из возможных методов иммобилизации является цементирование с использованием сухих смесей на основе доменного шлака. Перевод растворной части накопленных щелочных ВАО ФГУП «ПО «Маяк» в устойчивую цементную форму позволит повысить уровень радиационной безопасности при их дальнейшем долговременном хранении и захоронении.

В работе приведены результаты исследования характеристик цементных растворов и компаундов, полученных при разработке технологии отверждения растворной части накопленных на ФГУП «ПО «Маяк» щелочных ВАО. В составе испытанных сухих смесей использованы исключительно материалы, имеющиеся в настоящее время на отечественном рынке.

На модельных неактивных цементных растворах определены такие характеристики, как растекаемость, водоотделение, конец схватывания, тепловыделение, а на компаундах – прочность на сжатие, морозостойкость и водостойкость.

С целью определения химической стойкости и физико-механических свойств цементных образцов с различной степенью включения солей проведено цементирование реальных продуктов:

- фильтрата после сорбционной очистки растворной части щелочных ВАО,
- концентрированной растворной части щелочных ВАО.

Степень включения компонентов растворной части щелочных ВАО в сухие смеси составила 10,9 % и 21 %. Определены скорость и степень выщелачивания основного дозообразующего радионуклида – ^{137}Cs . Установлено, что скорость выщелачивания ^{137}Cs из цементного компаунда соответствует требованиям безопасности НП-019-15.

Испытания показали, что из исследованных сухих смесей, состав, содержащий 89,7 % доменного шлака и 10 % бентонита, позволяет прочно фиксировать радионуклид ^{137}Cs . Полученные компаунды соответствуют требованиям безопасности в части механической прочности и химической устойчивости.

О СПОСОБЕ ОБРАЩЕНИЯ С ДЕГРАДИРОВАВШЕЙ СТРУЖКОЙ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ОБЕДНЕННОГО УРАНА

Бобров П.А., Старовойтов Н.П., Брайчун Е.С., Козлов П.В.

ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озерск, Челябинской обл., пр. Ленина, 31
e-mail: cpl@po-mayak.ru

При производстве изделий из металлического обедненного урана образуется отход – стружка металлического обедненного урана (СМОУ). Необходимость соблюдения противопожарных мероприятий, с одной стороны и отсутствие достаточной инфраструктуры для переплавки стружки, с другой стороны, привели к необходимости организации длительного хранения материала под слоем воды.

В результате длительного хранения в воде значительная часть СМОУ претерпевает многочисленные фазовые превращения с образованием шлама деградировавшей СМОУ, который невозможно переработать существующими на заводе методами.

Среди возможных способов обращения с сильно деградировавшей СМОУ наиболее оптимальным вариантом следует считать температурную обработку материала с получением химически стабильной формы – закиси-окиси урана. Данный вариант представляется вполне безопасным, поскольку пирофорных продуктов, таких как гидриды урана, в исследованных пробах не обнаружено. Причиной этого, скорее всего, является длительное время хранения металлической стружки, что приводит к конверсии гидридов в оксигидраты урана.

Целью работы являлось разработка способа обращения с деградировавшей СМОУ с получением стабильного продукта закиси-окиси урана.

Проверку предложенного способа обращения с деградировавшей СМОУ проводили в условиях действующего производства. Соответствие конечного материала форме закиси-окиси урана проводили по величине кислородного коэффициента.

Термическая обработка деградировавшей СМОУ включала следующие стадии: сушка материала в тонком слое при температуре от 200 до 230 °С и прокаливание при температуре 700 °С.

Установлено, что в результате сушки в тонком слое получен материал со средней величиной кислородного коэффициента 2,4.

В результате прокаливания при температуре 700 °С получен материал со средней величиной кислородного коэффициента 2,67, что соответствует данному показателю для закиси-окиси урана.

На основании полученных результатов рассмотренный способ обращения с деградировавшей СМОУ предложен для внедрения в производство.

ИСПЫТАНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ ТЕХНОЛОГИЙ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ, СОРБЦИОННОЙ И ЭКСТРАКЦИОННОЙ ОЧИСТКИ ЩЕЛОЧНЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ФГУП «ПО «МАЯК»

Феокистов К.А.,^а Шайдуллин С.М.,^а Кадочигов К.А.,^а Юмагуен А.З.,^а
Козлов П.В.,^а Мелентьев А.Б.,^а Вербицкий К.В.,^а Булаев Н.А.,^а Самсонов А.А.^б

^аФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озерск, Челябинской обл., пр. Ленина, 31

^бАО НПФ «Сосны», 433507, г. Димитровград, Ульяновская обл., пр. Димитрова, 4 а

e-mail: cpl@po-mayak.ru

В ёмкостях-хранилищах ФГУП «ПО «Маяк» хранится порядка 14 тыс. м³ высокосолевых ВАО, полученных в результате применения осадительных технологий при переработке облученных ядерных материалов.

Данные ВАО представляют собой щелочную систему из осадочной и растворной части. Технология обращения с растворной частью накопленных ВАО предполагает извлечение раствора из ёмкостей-хранилищ, сорбционную или экстракционную переработку, концентрирование и иммобилизацию очищенного раствора ($\sim 10^6$ Бк/дм³) в устойчивые матричные материалы.

В рамках исследований по выбору вариантов переработки накопленных ВАО АО НПФ «Сосны» разработаны, изготовлены и переданы на ФГУП «ПО «Маяк» полноразмерные макеты технологического оборудования для концентрирования, сорбционной и экстракционной очистки растворной части накопленных ВАО.

Специалистами ФГУП «ПО «Маяк» проведены испытания полноразмерных макетов прямоточного испарителя, фильтр-контейнера и центробежного экстрактора на имитационных системах, содержащих NaNO₃, NaOH и NaAlO₂, с целью проверки принципиальной работоспособности и оценки возможности дальнейшего применения оборудования на радиоактивных системах.

Испытания прямоточного испарителя показали его принципиальную работоспособность для концентрирования щелочных растворов с начальным солесодержанием порядка 300 г/дм³ с кратностью упаривания до двух раз. Это обеспечивает решение задачи упаривания очищенной растворной части для последующего цементирования.

Испытания фильтр-контейнера подтвердили его принципиальную работоспособность в щелочных системах для проведения сорбционной очистки растворов при однократной загрузке сорбента. Несмотря на заложенную в конструкцию простоту обращения с отработавшим модулем, технико-экономические оценки показывают, что из-за отсутствия технологической возможности извлечения сорбента, использование фильтр-контейнеров приводит к значительному удорожанию технологии, а также к увеличению объема РАО, направляемых на захоронение.

Гидродинамические испытания центробежного экстрактора с магнитной муфтой и неподвижным активатором, проведенные на двухфазных имитационных системах (вода – н-парафины, NaOH – н-парафины) при различных производительности и соотношении органической и водной фаз, показали его принципиальную работоспособность. Однако для дальнейшего применения центробежного экстрактора требуется устранить некоторые недоработки конструкции и провести ресурсные испытания с растворами, содержащими твердую фазу.

РАЗРАБОТКА БАЗОВОЙ МОДЕЛИ ГИДРАТАЦИИ ПОРТЛАНДЦЕМЕНТНОГО БЕТОНА КАК МАТЕРИАЛА ИНЖЕНЕРНОГО БАРЬЕРА В ПГЗРО ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК МИГРАЦИОННЫХ СВОЙСТВ

Тюпина Е.А.,^а Козлов П.П.,^а Болдырев К.А.,^б Крупская В.В.^в

^а*РХТУ им. Д. И. Менделеева, кафедра химии высоких энергий и радиоэкологии, 125047, Москва, Миусская площадь, 9*

^б*ИБРАЭ РАН, 115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52*

^в*ИГЕМ РАН, 119017, Москва, Старомонетный переулок, 35*
e-mail: kozlovpavel96@gmail.com

Цементные материалы и бетоны нашли своё широкое применение в качестве инженерных барьеров безопасности (ИББ) в ряде концепций глубинной изоляции радиоактивных отходов (РАО) [1]. Для обоснования выбора того или иного состава бетонной смеси как ИББ необходимо в ходе лабораторных испытаний получить значения их рН порового раствора, коэффициентов фильтрации и диффузии. рН порового раствора характеризует потенциальное негативное влияние бетона на изоляционные свойства ключевого ИББ в пункте глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) – бентонитового буфера [2]. Коэффициенты фильтрации и диффузии являются характеристиками миграционных свойств. Разработка базовой модели гидратации портландцементного бетона позволит на основании небольшого набора данных об фазовом составе цемента, заполнителя и полученного на их основе бетона, химическом составе затворяющей воды произвести достоверную предварительную оценку применимости данного материала в качестве ИББ в ПГЗРО.

Таким образом, целью данной работы является создание базовой модели гидратации портландцементного бетона для прогнозирования значений коэффициентов диффузии радионуклидов и коэффициента фильтрации подземной воды как миграционных характеристик на длительный период эксплуатации.

Объектом исследования в данной работе является бетон на основе обычного портландцемента марки ЦЕМ I 52,5Н, заполнителя в виде кварцевого песка фракции < 200 мкм, затворённых с использованием водоцементного соотношения равного 0,67. Моделирование производилось с использованием расчётного кода PHREEQc 3.7.3, баз данных CEMDATA18.1-16-01-2019-phaseVol.dat и llnl.dat.

Разработанная модель гидратации портландцементного бетона показала значения рН порового раствора и коэффициентов фильтрации, близкие к экспериментальным, что подтверждает её корректность для прогнозирования начальных характеристик. Незначительные отличия от экспериментальных данных объясняются отсутствием учёта кинетики гидратации исходного цемента, что планируется учесть при оптимизации модели.

На основании выходных данных полученной модели были спрогнозированы значения эффективных коэффициентов диффузии по отношению к ряду радионуклидов, сопоставимые с представленными в литературе [3]. Для подтверждения полученных результатов моделирования планируется определение экспериментальных значений коэффициентов диффузии методом сквозной диффузии в модельном растворе подземной воды участка «Енисейский» Нижнеканского массива, выбранного для сооружения ПГЗРО в России.

Литература

1. Tyupina E.A., Kozlov P.P., Krupskaya V.V. *Energies*, 2023, **16**(2), 605.
2. Morozov I.A., Zakusin S.V., Kozlov P.P. et al. *Applied Sciences*, 2022, **12**(6), 3074.
3. Szántó Z., Svingor É., Molnár M. et al. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 2002, **252**(1), 133-138.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК МИГРАЦИОННЫХ СВОЙСТВ БЕТОНОВ В УСЛОВИЯХ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАО ПО ОТНОШЕНИЮ К РАДИОЙОДУ

Тюпина Е.А.,^а Козлов П.П.,^а Крупская В.В.^б

^аРХТУ им. Д. И. Менделеева, кафедра химии высоких энергий и радиоэкологии, 125047, Москва, Миусская площадь, 9,

^бИГЕМ РАН, 119017, Москва, Старомонетный переулок, 35
e-mail: kozlovpavel96@gmail.com

Цементные материалы являются универсальным средством для создания инженерных барьеров безопасности (ИББ) в пунктах захоронения радиоактивных отходов (РАО), таких как матрица, оболочка защитных контейнеров, буфер, облицовка выработки во вмещающих горных породах, инженерные заглушки и перегородки тоннелей и скважин [1-3]. Для прогнозирования времени выхода радионуклидов за пределы ближней зоны пункта захоронения РАО (ПЗРО) при утрате герметичности материала контейнера необходимо экспериментально определить значения коэффициентов диффузии радиоактивных элементов для каждого компонента системы инженерных барьеров. Для получения значений кажущегося и эффективного коэффициентов диффузии существует несколько методов, одним из которых является сквозная диффузия с постоянной концентрацией трассера. Радиоактивные изотопы йода находятся в РАО в анионных формах, обладающих высокой мобильностью в окружающей среде и представляют высокую радиологическую опасность для биосферы. Следовательно, определение коэффициентов диффузии йода является важной задачей при прогнозировании долгосрочной безопасности ПЗРО при изоляции йодсодержащих РАО.

В работе проводилось определение коэффициентов диффузии Γ ($C_0 = 10^{-4}$ моль/л) из среды модельного раствора подземной воды через образцы портландцементного (ПБ), известкового (ИБ) и алюминатного бетонов (АБ) диаметром 20 и толщиной 5 мм методом сквозной диффузии с постоянной концентрацией в ячейках, выполненных из полипропилена согласно методике, описанной в работе [4]. Определение концентрации продиффундировавших ионов Γ осуществлялось при помощи ионоселективного электрода ЭЛИС-131J в паре с электродом сравнения ЭСр-10103 на иономере Анион-4100.

Таким образом, эффективный коэффициент диффузии Γ ($D_e \cdot 10^{11}$ м²/с) через ПБ, ИБ и АБ составил 3,11, 2,97 и 2,76, соответственно. Полученные в результате работы коэффициенты диффузии йодид-анионов для образцов исследуемых бетонов являются сопоставимыми с данными, представленными в литературе [5], что позволяет использовать полученные значения для прогнозирования безопасности долгосрочной изоляции йодсодержащих отходов в форме йодид-анионов с использованием исследуемых бетонов в качестве материалов ИББ.

Литература

1. Tyupina E.A., Kozlov P.P., Krupskaya V.V. *Energies*, 2023, **16**(2), 605.
2. Tyupina E.A., Sazonov A.B., Sergeecheva Y.V. et al. *Inorganic Materials: Applied Research*, 2016, **7**(2), 196-203.
3. Kamorny D.A., Gorbunova O.A., Safonov A.V. et al. *Journal of Nuclear Materials*, 2021, **557**, 153295.
4. Kong J., Lee C.P., Sun Y. et al. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 2021, **328**, 717-725.
5. Szántó Z., Svingor É., Molnár M. et al. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 2002, **252**(1), 133-138.

ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В УСЛОВИЯХ ПГЗРО ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ ВАО, ВКЛЮЧЕННЫХ В НАТРИЙ-АЛЮМОФOSФАТНУЮ МАТРИЦУ

Коневник Ю.В., Кулюхин С.А., Захарова Е.В., Мартынов К.В.

*ИФХЭ РАН, 119071, Москва, Ленинский проспект 31 к.4,
e-mail: leonenko@gmail.com*

Проблема обращения с отходами переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) является в настоящее время одной из актуальных для атомной промышленности. В соответствии с принятой концепцией высокоактивные радиоактивные отходы (ВАО) подлежат захоронению в глубокие геологические формации с сооружением системы инженерных барьеров безопасности (ИББ) для снижения миграции радионуклидов в окружающую среду. В России ПГЗРО для захоронения РАО 1го и 2го классов проектируется на участке «Енисейский» (Красноярский край) [1].

Миграция радионуклидов возможна при контакте подземной воды с матрицей, содержащей радионуклиды, их последующем выщелачивании и распространении с подземной водой за пределы хранилища. В процессе выщелачивания радионуклидов в жидкую фазу также переходят и макрокомпоненты матрицы, что может в значительной мере влиять на состав подземной воды и поведение радионуклидов при их контакте с горными породами.

Было показано, что присутствие в составе жидкой фазы продуктов выщелачивания натрий-алюмофосфатного стекла влияет на коэффициенты распределения радионуклидов между породой и жидкой фазой, а также на распределение форм нахождения сорбированных радионуклидов.

Сорбция цезия в присутствии продуктов выщелачивания матрицы из алюмофосфатного стекла несколько снижается. Наблюдается некоторое снижение доли прочнофиксированных форм сорбированного цезия, однако их вклад для гнейса превышает 60%, а для долерита и материала заполнителя трещин составляет более 80%.

Сорбция стронция и плутония в модельном выщелате несколько повышается по сравнению с соответствующими показателями в модельной подземной воде, в некоторых случаях наблюдается повышение коэффициентов распределения в разы. Для америция в ряде случаев наблюдается некоторое снижение коэффициентов распределения. При этом доля радионуклида, сорбируемого по обменному механизму, увеличивается.

Коэффициенты распределения наиболее мобильных в условиях окружающей среды радионуклидов – урана и нептуния – в выщелатах повышаются на порядок и больше, что значительно увеличивает способность кристаллических горных пород, слагающих горный массив на участке «Енисейский», задерживать указанные радионуклиды и замедлять их миграцию в условиях ПГЗРО. Наблюдаемое снижение прочности иммобилизации урана и нептуния породой незначительно.

Литература

1. Захоронение РАО на участке Енисейский в Красноярском крае: история выбора площадки и современное состояние исследований / Б. Т. Кочкин, И. И. Линге, А. А. Абрамов [и др.]. – Москва : Издательство "Наука", 2024. – 368 с. – ISBN 978-5-02-041106-7. – DOI 10.7868/9785020411067. – EDN FNLVYM.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ CS В ПОРИСТЫХ СТЕКЛАХ $\text{Na}_2\text{O}/\text{K}_2\text{O}-\text{B}_2\text{O}_3-\text{SiO}_2-\text{SiO}_2-\text{GeO}_2$ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ СООТНОШЕНИЯ NA/K

Коробатова Н.М., Королева О.Н.

*Институт минералогии ЮУ ФНЦ МуГ УрО РАН, Россия,
456317, г. Миасс, т. Ильменский заповедник;
e-mail: n.korobatova@yandex.ru*

Пористое стекло – материал, получивший широкое распространение в различных областях науки и производства. Функциональность пористых стекол зависит от их микроструктуры, и крайне важно определить способы влияния на их характеристики уже на этапе синтеза [1].

Нами дана оценка использования кремнийгерманатных пористых стекол в качестве матриц для иммобилизации цезия из раствора [2]. Для этого был проведен синтез пористых стекол исходной системы $\text{Na}_2\text{O}-\text{B}_2\text{O}_3-\text{SiO}_2-\text{GeO}_2$, в которых натрий замещается калием. Состав стекол выбирался исходя из диаграммы ликвации, в систему был добавлен GeO_2 в количестве 10 мол. % с целью улучшения характеристик пористого стекла [3]. В результате были получены микро и мезопористые стекла, обладающие удельной поверхностью до $522,7 \text{ м}^2/\text{г}$ и порами от 1,5 до 5,2 нм. Было проведено насыщение пористых стекол ионами цезия из водного раствора, с последующей консолидацией пор. Химическая стабильность иммобилизованных ионов цезия в стеклянной матрице оценивалась путем выщелачивания в деионизированной воде.

В результате насыщения пористых стекол было определено, что сорбирующая способность материалов в большей степени зависит от удельной поверхности, чем от размера пор. Согласно данным картирования цезий в стекляннй матрице распределен достаточно равномерно.

Не смотря на не очень высокие сорбционные свойства пористых стекол исходной системы $\text{Na}_2\text{O}-\text{K}_2\text{O}-\text{B}_2\text{O}_3-\text{SiO}_2-\text{GeO}_2$, данный материал требует достаточно низкой температуры отжига для инкапсуляции цезия в стеклянной матрице. Кроме того, материалы имеют достаточно высокую степень фиксации Cs в стекле. Так, для образца исходного состава $7,6\text{K}_2\text{O}-39,9\text{B}_2\text{O}_3-10\text{GeO}_2-42,5\text{SiO}_2$ характерны потери Cs после выщелачивания менее 0,6 %, что превышает предыдущий известный нам результат устойчивости почти в 4 раза [2]. Скорее всего связано это с тем, что микропористый материал полученный на основе калиевого борогерманосиликатного стекла имеет более плотную структуру после спекания и, как следствие, характеризуется более устойчивой инкапсуляцией ионов цезия.

Литература

1. Janowski F. and Enke D., in Handbook of Porous Solids, eds. S. Ferdi, S. Kenneth, W. Sing and J. Weitkarnp, WILEY-VCH Verlag GmbH, Federal Republic of Germany, 2002, 3, pp. 1432-1542.
2. Koroleva, O.N. and N.M. Korobatova, Effect of potassium on the structure, characteristics and Cs sorption ability of porous materials in the system $\text{Na}_2\text{O}-\text{B}_2\text{O}_3-\text{SiO}_2-\text{GeO}_2$. Journal of Materials Chemistry A, 2025, 13(5): pp. 3673-3687.
3. Koroleva, O. N., L. A. Nevolina, et al. . Glass-Containing Matrices Based on Borosilicate Glasses for the Immobilization of Radioactive Wastes. Journal of Composites Science, 2023 7(12), p. 505.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ, проект 25-17-20015 (<https://rscf.ru/project/25-17-20015/>).

ВОЗМОЖНЫЕ НАРУШЕНИЯ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ НА МОДУЛЕ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ, СВЯЗАННЫЕ С ПРОЛИВАМИ, ВОЗГОРАНИЯМИ И ВЗРЫВАМИ И ПРИВОДЯЩИЕ К ИЗМЕНЕНИЮ СОСТАВОВ ГАЗОВЫХ ФАЗ

Кошечева А.М.,^а Понизов А.В.,^а Никулин А.С.,^б Родин А.В.^в

^аФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»,
107140, Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8, 5

^бАкционерное общество «Прорыв», 119607, Москва, Раменский бульвар, д. 1

^вИнститут физической химии и электрохимии А.Н. Фрумкина Российской Академии Наук,
119071, Москва, Ленинский проспект, 31, 4
e-mail: koscheeva@secnrs.ru

В настоящее время на объектах ядерного топливного цикла для переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) рассматриваются проверенная опытом, гидromеталлургическая схема и малоотходная высокотемпературная – пирохимическая переработки ОЯТ. Оценка безопасности на всех операциях переработки ОЯТ является первостепенной и требует внимательного отношения как со стороны эксплуатирующих организаций, так и надзорных органов. Для объектов ядерного топливного цикла не исключены нарушения нормальной эксплуатации, которые могут привести к проектным и запроектным авариям. Например, при нарушениях нормальной эксплуатации, связанных с разрушением первого барьера безопасности, возможен выход радионуклидов (РН) в газовую фазу и попадание их в системы газоочистки, вентиляционные трубы/шахты и как следствие выброс в атмосферу, что влечет серьезные радиационные последствия для населения и окружающей среды.

Таким образом, для создаваемого радиохимического производства – опытно-демонстрационного энергетического комплекса (ОДЭК), в котором планируют использовать комбинированную схему переработки ОЯТ, на этапах проектирования технологических решений модуля переработки ОДЭК, целесообразно выполнить экспериментальные исследования для определения скорости выхода РН в газовую фазу в случаях проливов, горения и взрывов водных и органических сред, возникающих при нарушении целостности технологического оборудования, в зависимости от температуры и состава сред, интенсивности испарения или горения.

В качестве критических технологических сред в работе применяли: водные среды – азотнокислый раствор, полученный после растворения и осветления ОЯТ, рафинат после первого экстракционного передела, содержащий в том числе и восстановители; органическая среда – экстракт трибутилфосфата в углеводородном разбавителе после контакта с водными средами. Основным методом, позволяющим определить содержание РН, являлась масс-спектрометрия с индуктивно-связанной плазмой. Для проведения экспериментов по выходу РН в газовую фазу были разработаны установки, учитывающие особенности возможного газовыделения для каждой среды.

На основании экспериментально определенных скоростей выхода оценены удельные активности каждого РН и их вклад в суммарную активность образующейся газовой фазы в технологических помещениях при нарушениях нормальной эксплуатации, связанных с проливами, возгораниями и взрывами. Например, основную активность газовой фазы в рассмотренных помещениях при проливах водных сред вносят Ru, Sr, Ce (как имитатор плутония), Cs, Tc, Eu (до $1 \cdot 10^{13}$ Бк/(м²·ч)); при проливах органических сред наибольший вклад вносит Nd (как имитатор Cm, Am) – $3,73 \cdot 10^{12}$ Бк. Установлено, что при взрывах двухфазных систем с восстановителями значительное влияние на долю выхода РН оказывает содержание окислителя (азотной кислоты).

РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ КОНВЕРСИИ ЙОДНЫХ СОРБЕНТОВ И СИНТЕЗА СТЕКЛОМАТРИЦ, ПРЕДНАЗНАЧЕННЫХ ДЛЯ УДЕРЖАНИЯ ЙОДА

Крапивина М.К., Черников М.А., Сунцов Д.Ю.

*АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А.А. Бочвара», 123098, Москва, улица Рогова, 5а,
e-mail: MaKKrapivina@bochvar.ru*

Одной из основных задач при обращении с радиоактивными отходами является минимизация риска распространения радиоактивных изотопов в окружающую среду. Это особенно важно учитывать при очистке газовых потоков, локализации и изоляции газообразных и летучих радионуклидов, среди которых особую опасность представляет I-129, проблема обращения с которым остро возникает при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).

Сегодня общепринятым подходом на радиохимическом производстве является удаление йода и его соединений путем адсорбции на твердых сорбентах, импрегнированных серебром. Однако существующий порядок эксплуатации узлов йодной очистки допускает лишь временное хранение йода на сорбенте, что не позволяет обеспечить требуемые условия для долговременного хранения (захоронения) в соответствии с требованиями НП-019-15.

Таким образом, возникает задача разработки эффективного способа конверсии йодных сорбентов с переводом их в устойчивые формы, подходящие для дальнейшей иммобилизации.

За последние годы проведены исследования различных химических соединений, перспективных для кондиционирования йода: йодиды, йодаты, цеолиты, аэрогели и алюмогели, содержащие йод и др. Несмотря на активные научные исследования, направленные на поиск способа перевода I-129 в подходящую для кондиционирования устойчивую форму, решение этой проблемы пока не найдено.

Настоящая работа посвящена разработке методов конверсии йодных сорбентов в форму, пригодную для остекловывания, и разработке методов синтеза различных типов стекломатриц, предназначенных для эффективного удержания радиоактивного йода и удовлетворяющих нормативным требованиям для последующей передачи на долговременное хранение (захоронение).

Разработан метод конверсии сорбентов на основе оксида алюминия с получением твердых продуктов, содержащих термически устойчивые ионные и ковалентные йодиды.

Были успешно синтезированы боросиликатные и фосфатные стекла с различным содержанием йода. Подбор условий синтеза позволил определить оптимальные температурные режимы и продолжительность синтеза, позволяющие минимизировать потерю йода в процессе получения стекломатрицы и обеспечить максимальную степень включения йода в структуру стекла.

Результаты исследований подтвердили отсутствие кристаллических фаз у полученных образцов и равномерность распределения йода и компонентов матрицы по её объему.

Полученные предварительные результаты показывают потенциал разработанных методик синтеза и подтверждают перспективность применения стекломатриц для иммобилизации радиоактивного йода.

ИММОБИЛИЗАЦИЯ УГЛЕРОДСОДЕРЖАЩИХ РАО ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА

**Крапивина М.К., Тучкова А.И., Штивель Д.С., Сунцов Д.Ю., Филимонова Е.Д.,
Демин-Гейнер Р.Д., Штивель А.С.**

*АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А.А. Бочвара», 123098, Москва, улица Рогова, 5а,
e-mail: MaKKrapivina@bochvar.ru*

Важным аспектом при обеспечении безопасности работы объектов использования атомной энергии является задача обращения с радиоактивными отходами (РАО). Обращение с РАО высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) имеет свои особенности – на этапе извлечения ядерных материалов из оболочек твэлов образуется значительное количество углеродсодержащих РАО, которые необходимо перевести в безопасное состояние, пригодное для дальнейшего хранения и захоронения.

Особой категорией отходов при эксплуатации реактора ВТГР является облученный графит, который составляет основную часть углеродсодержащих РАО. Значительно меньше образуется РАО в виде карбида кремния и пироуглерода. Эти типы отходов предполагается перерабатывать отдельно из-за их различной активности.

Целью работы являлось исследование возможности иммобилизации углеродсодержащих РАО, образующихся в ходе переработки топлива реактора типа ВТГР, методом цементирования и остекловывания.

Были получены и исследованы цементные компаунды с включением до 28 мас.% имитаторов РАО мелкодисперсной фракции графита с фильтров системы газоочистки, терморасширенного графита с операции электрохимической дезинтеграции и графита топливных компактов. Также синтезированы и исследованы борофосфатные и боросиликатные стекла с содержанием карбида кремния до 20 мас.%.

По результатам испытаний образцов матриц установлено соответствие физико-механических и химических свойств регламентированным требованиям: прочность на сжатие для цементных матриц составила 6 – 12 МПа, для стекломатриц прочность на сжатие составила 53 – 55 МПа, на изгиб – 20 – 23 МПа, модуль Юнга – 68 – 71 ГПа. Снижение прочности цементных матриц после испытаний на морозостойкость и устойчивость к длительному пребыванию в воде – менее 20 %. Скорость выщелачивания по Cs и Sr для цементных матриц составила 10^{-4} г/(см²·сут), для стекломатриц скорость выщелачивания по Cs составила 10^{-6} – 10^{-7} г/(см²·сут), по Sr – 10^{-7} г/(см²·сут).

Оценка микроструктуры показала, что введение графита приводит к уплотнению структуры цементного камня. Исследование однородности стекломатриц подтвердило равномерность распределения компонентов РАО и матрицы по её объему.

По результатам экспериментов для иммобилизации отходов графита предлагается метод цементирования как наиболее технологичный и эффективный метод для измельченных РАО, для иммобилизации отходов карбида кремния – остекловывание.

ПРИМЕНЕНИЕ УЛЬТРАЗВУКА ДЛЯ ИНТЕНСИФИКАЦИИ ДЕЗАКТИВАЦИИ РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЁННОГО МЕТАЛЛА

Акатов А.А.^а Грот А.Н.^б Крупина М.А.^б Меркурьева И.А.^б

^аСанкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет), 190013, Санкт-Петербург, Московский пр., 24-26/49

^бООО «Александра-Плюс», 160004, Вологодская область, Вологда, ул. Благовещенская, 102, e-mail: krupina-ma@alexplus.ru

Погружная дезактивация металлов в растворах химических реагентов является одним из классических способов; известны варианты интенсификации погружной очистки с помощью ультразвука или же электрохимических реакций. Совместно с кафедрой инженерной радиозащиты и радиохимической технологии СПбГТИ(ТУ) был разработан процесс дезактивации загрязнённого металла при одновременном наложении электрического (анодного) потенциала и ультразвуковых колебаний на систему «металл-раствор». Эта технология получила название совмещённой электрохимической и ультразвуковой дезактивации (СЭУД) [1].

В лабораторных условиях было осуществлено моделирование процесса СЭУД, и в результате удалось продемонстрировать рост коэффициента дезактивации, повышение скорости процесса и максимально возможное удаление поверхностных загрязнений по сравнению с чисто ультразвуковой дезактивацией или очисткой без какой-либо интенсификации. Коэффициенты дезактивации представлены на рисунке 1.

Для подтверждения результатов, полученных в лаборатории, были проведены опытные работы совместно с Ангарским электролизным химическим комбинатом (АО «АЭХК») и СПбГТИ(ТУ). Необходимо было провести СЭУД крупных (100 кг) партий металлолома, загрязнённых соединениями урана. По штатной технологии дезактивация проходит в 3 % (масс.) серной кислоте в течение 24-48 часов при температуре окружающей среды. При этом примерно 30 % металлолома не очищается до допустимых уровней и направляется на контейнеризацию. С помощью СЭУД в 5 % (масс.) серной кислоте при 30 °С всего за 40-80 минут удавалось достичь лучшего результата: 80 % фрагментов углеродистой стали очищались до нормативных значений, причём большинство – до фона. Помимо увеличения скорости дезактивации можно отметить, что СЭУД позволила очистить большинство фрагментов, с которыми не «справилась» штатная технология.

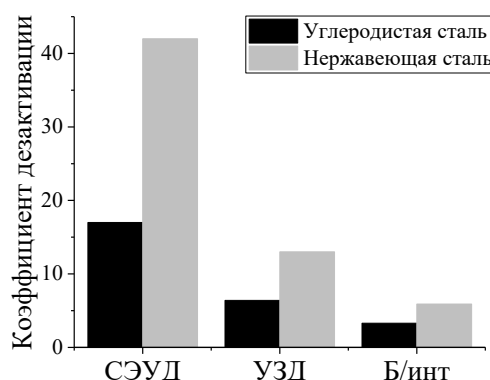


Рисунок 1. Сравнение коэффициента дезактивации стали при совмещённой (СЭУД), ультразвуковой (УЗД) и дезактивации без интенсификации (Б/и).

Литература

1. Лебедев Н. М., Коваленко В. Н., Арефьева А. Н. Патент 2695811 РФ, 2019.

ТЕХНОЛОГИИ СНИЖЕНИЯ ОБЪЕМОВ РАО ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО ОБЪЕКТОВ ЯТЦ

Кузнецов А.Ю., Зарубин А.С., Клюкина А.О., Никитин Э.М.

*АО «ТВЭЛ», г. Москва
e-mail: andryurykuznetsov@tvel.ru*

В процессе вывода из эксплуатации остановленных ЯРОО (радиохимические и химико-металлургические комплексы, пункты хранения РАО, радиационные источники) образуются радиоактивные отходы. Объем радиоактивных отходов при выводе из эксплуатации ЯРОО (далее – ВЭ ЯРОО) определяется на основе данных комплексного инженерного и радиационного обследования. Решения по обращению с РАО разрабатываются в процессе проектирования вывода из эксплуатации объекта.

В Топливной компании вывод из эксплуатации объектов ЯТЦ решается комплексно, для чего созданы центры компетенций по выводу из эксплуатации (ЦКВЭ), которые разрабатывают, проектируют, внедряют и используют современные технологии вывода из эксплуатации, в том числе обращения с РАО:

АО «ВНИИНМ» - ЦКВЭ по разработке технологий вывода из эксплуатации и обращения с РАО;

АО «ЦПТИ» - инжиниринговый ЦКВЭ (проведение КИРО, проектирование вывода из эксплуатации объектов, оборудования для реализации проектов ВЭ, обращения с РАО);

АО «АЭХК», АО «СХК» - производственные ЦКВЭ, применяющие технологии ВЭ ЯРОО и обращения с РАО в производственной деятельности.

Тесное взаимодействие ЦКВЭ позволяет осуществлять планирование, организацию и выполнение работ по выводу из эксплуатации, начиная с разработки технологий, обоснования безопасности их использования, включения в проектную документацию с последующей реализацией в производственном процессе вывода из эксплуатации.

В проектах вывода из эксплуатации объектов ЯТЦ затраты на обращение с РАО могут составлять от 50 до 85% бюджета проекта. При реализации проектов ВЭ ЯРОО важной задачей является снижение стоимости обращения с РАО. Одним из методов снижения стоимости обращения с РАО будет снижение объемов образования РАО. Так в завершенных современных проектах ВЭ ЯРОО ЯТЦ достигнуто снижение объемов РАО по сравнению с проектными:

ВЭ здания 804 АО «АЭХК» (2016-2021 гг) - снижение объемов РАО в 6,5 раз;

ВЭ здания У-5 АО «ВНИИНМ» (2017-2022 гг) - снижение объемов РАО в 4,1 раза;

ВЭ корпуса Ж АО «ВНИИНМ» (2019-2023 гг) - снижение объемов РАО в 2,8 раз;

Ликвидация глубинного участка радиоактивного загрязнения (УРЗ-9) АО «ВНИИНМ» (2019-2023 гг) - снижение объемов РАО в 1,6 раза.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ПРОДУКЦИИ КОМПАНИИ «ДРЕКО» В УСЛОВИЯХ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА

Кузнецова Н.А., Сахненко О.А., Габбасова Н.Р.

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская область, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

В подразделениях ФГУП «ПО «Маяк» основным методом дезактивации остается комбинированный метод, который заключается в последовательной обработке в щелочно-перманганатном и азотно-оксалатном растворах. В ряде случаев штатные дезактивирующие растворы не могут обеспечить высокую степень дезактивации оборудования от различного вида радиоактивных загрязнений. Кроме того, в процессе использования таких дезрастворов образуется большое количество вторичных жидких радиоактивных отходов с высоким содержанием солей, которые существенно снижают эффективность переработки жидких радиоактивных отходов [1].

На предприятие поступает много коммерческих предложений, рекламирующих различные технические моющие средства. Из последних предложений наибольший интерес вызвала фирма «Дреко». Целью данной работы являлась оценка дезактивирующей способности продукции данной компании.

Фирма производит линейку дезактивирующих растворов специального назначения: ДЕЗ-1, ДЕЗ-2, ДЕЗ-3, ДЕЗ-4, ДЕЗ-5. Проводились испытания данной продукции. Обработке подвергались образцы конструкционных материалов (нержавеющая и углеродистая сталь). Оценку эффективности дезактивации осуществляли на основе установленного суммарного коэффициента дезактивации (Кд) за три цикла дезактивации. Коэффициент дезактивации вычисляли, как отношение исходного загрязнения образца к остаточному загрязнению образца после проведения дезактивационных работ [2]. Для оценки эффективности исследуемых составов проводили сравнение их со штатными дезактивирующими растворами: окислительно-восстановительным раствором, комплексобразующим раствором (СФ-3К) и моющим раствором (Na_2CO_3 , сульфолон).

В результате исследований установлено, что эффективность дезактивации некоторых рецептур ДЕЗ сопоставима со штатным раствором СФ-3К и превосходит моющий раствор. Так, например, при дезактивации нержавеющей стали ДЕЗ-3 и ДЕЗ-4 показали более высокие Кд в сравнении с СФ-3К.

При дезактивации углеродистой стали от бета-загрязнения наилучшие результаты показали рецептуры ДЕЗ-4 и ДЕЗ-5. По эффективности дезактивации они уступали лишь штатному окислительно-восстановительному раствору.

По результатам выполненных работ продукцию компании «Дреко» можно рекомендовать к применению на ФГУП «ПО «Маяк».

Литература

1. Габбасова Н.Р., Кузнецова Н.А., Сахненко О.А./ Опыт испытаний и применения на ФГУП «ПО «Маяк» различных методов дезактивации// Открытая научно-техническая конференция «Молодежного движения АО «СХК»: сборник тезисов – 2023 – с. 29.
2. Зимон А.Д. Дезактивация. – М.: Атомиздат, 1975 – 280 с.

РАЗРАБОТКА РЕЖИМА ДЕЗАКТИВАЦИИ СРЕДСТВ ИНДИВИДУАЛЬНОЙ ЗАЩИТЫ ОТ ТЕРМИЧЕСКИХ РИСКОВ ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ ДУГИ С ЦЕЛЬЮ ОРГАНИЗАЦИИ СЕРТИФИКАЦИИ ПРОДУКЦИИ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Кузнецова Н.А., Орлова И.А., Логунов М.В.

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская область, г. Озёрск, пр. Ленина, д. 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Обеспечение работников сертифицированными средствами индивидуальной защиты (далее – СИЗ) является прямой обязанностью работодателя согласно статье 221 Трудового Кодекса Российской Федерации.

На предприятиях ГК «Росатом» повсеместно применяются СИЗ от термических рисков электродуги, изготавливаемые из арамидных тканей. Производителей таких СИЗ немного, и ни один из них не имеет сертификата соответствия в области использования атомной энергии (далее – ОИАЭ) на свою продукцию. При этом данный вид продукции (термостойкая одежда) включен в перечень продукции, которая подлежит обязательной сертификации и для которой устанавливаются требования, связанные с обеспечением безопасности в ОИАЭ, в соответствии с приказом от 21 июля 2017 года N 277.

Специалисты ФГУП «ПО «Маяк» провели работу по разработке режимов дезактивации СИЗ от термических рисков электродуги и определению устойчивости СИЗ к этим режимам.

По итогам работы было разработано два режима дезактивации. Каждый режим осуществляют в две стадии. Первая стадия заключается в дезактивации СИЗ от альфа-загрязнений с применением раствора, содержащего гидразин-гидрат и аскорбиновую кислоту. На второй стадии проводят дезактивацию СИЗ от бета-загрязнений с использованием технического моющего средства (далее – ТМС) «Выбор». Также были проведены эксперименты по замене коммерческого препарата ТМС «Выбор» на смесь, состоящую из триполифосфата натрия, ОП-10 и щавелевой кислоты.

Установлено, что разработанные режимы дезактивации СИЗ из арамидных тканей обеспечивают непревышение допустимых уровней по НРБ 99/2009 [1].

Заключительным этапом разработки режима дезактивации стало определение устойчивости арамидных тканей к дезактивации по ГОСТ 12.4.217 [2]. Данный стандарт гласит: «СИЗ (за исключением СИЗ одноразового применения и дополнительных утепленных СИЗ для холодного времени года) должны сохранять защитные и физико-механические свойства после пятикратной дезактивации в соответствии с санитарными правилами по дезактивации или в соответствии с инструкцией изготовителя».

В ходе проведения работы были проведены испытания СИЗ после дезактивации. Доказано сохранение физико-механических (разрывная нагрузка, сопротивление раздиру) и защитных (огнестойкость, термоустойчивость) характеристик арамидных тканей после пяти циклов дезактивации по разработанным режимам. Показана возможность многократного использования данного вида СИЗ.

Литература

1. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)».
2. ГОСТ 12.4.217-2001 «Система стандартов безопасности труда. Средства индивидуальной защиты от радиоактивных веществ и ионизирующих излучений. Требования и методы испытаний».

ВЫХОД ^{137}Cs В ГАЗОВУЮ ФАЗУ ПРИ ЕГО ВЗАИМОДЕЙСТВИИ С РАСПЛАВЛЕННЫМ СВИНЦОМ

Кулемин В.В., Неволин Ю.М., Красавина Е.П., Кулюхин С.А.

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт физической химии
и электрохимии им. А.Н.Фrumкина Российской академии наук, Москва, Россия.
e-mail: kulemin@ipc.rssi.ru*

На площадке СХК планируется возвести опытно-демонстрационный комплекс в составе энергоблока с реактором БРЕСТ-ОД-300 со свинцовым теплоносителем и замыкающих ядерный цикл производств по фабрикации и переработке топлива. В процессе работы реактора в облучённом ядерном топливе (ОЯТ) накапливаются продукты деления ядерных материалов, в том числе радионуклиды Cs. При локальной разгерметизации ТВЭЛов соединения Cs попадают в свинцовый теплоноситель, где могут вступать с ним в химическое взаимодействие с образованием различных соединений. При периодической обработке свинцового теплоносителя окислительно-восстановительными газовыми смесями летучие радиоактивные соединения могут попадать в газовую среду. Учитывая вышесказанное, цель работы состояла в изучении выхода ^{137}Cs в газовую фазу в виде летучих продуктов взаимодействия расплавленного свинца с различными соединениями Cs.

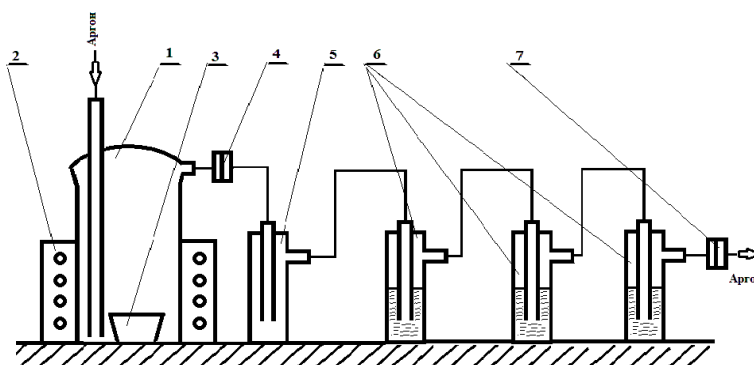


Рисунок.- Схема экспериментальной установки.

Схема экспериментальной установки приведена на рисунке. В нижнюю часть реактора 1 помещали алундовый тигель 3 со свинцом и соединениями цезия. Соединения ^{137}Cs помещали на дно тигля 3, а частицы свинца располагали над ними в верхней части тигля 3. Смеси нагревали до 852 К. В процессе нагрева смеси ^{137}CsI , $^{137}\text{CsOH}$ - $^{137}\text{Cs}_2\text{CO}_3$ и ^{137}CsI - $^{137}\text{CsOH}$ - $^{137}\text{Cs}_2\text{CO}_3$ с Pb^0 в газовый поток переходит от 2 до 8% ^{137}Cs . При отсутствии свинца в поток переходит 1-2% ^{137}Cs .

Для фиксации летучих соединений ^{137}Cs в работе использована многостадийная система газоочистки, включающая различные фильтрующие устройства (фильтры грубой и тонкой очистки, фильтр Петрянова, барботеры с водой, осадительные камеры). Распределение ^{137}Cs практически по всем элементам системы газоочистки позволило сделать вывод о том, что химический и дисперсный состав соединений, содержащих ^{137}Cs , в газовой фазе достаточно неоднороден. При этом локализация каждого вида соединений требует своего защитного устройства.

Исследование финансировалось за счет средств Министерства науки и образования Российской Федерации.

ОКИСЛЕНИЕ UN И UC В ПОЛЕ МИКРОВОЛНОВОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Кулюхин С.А., Неволин Ю.М., Бессонов А.А.

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н.Фrumкина Российской академии наук,
Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4,
e-mail: kulyukhin@ipc.rssi.ru*

Исследовано влияние конструкционных материалов тиглей на степень окисления UN и UC в поле микроволнового излучения (МВИ) в воздухе при атмосферном давлении.

В таблице приведены результаты по окислению монолитных UN и UC в воздухе при атмосферном давлении в поле МВИ.

Таблица.

№	Материал тигля	Δm		Время облучения, мин	Tпроцесса, К	Конечный продукт
		мг	масс %			
UN						
1	Фарфор	0	0	2	~298	UN
2	Фарфор	+50.6	+10.4	20	~998	U3O8
3	Молибден	0	0	10	~363	UN
4	Кварц	+40.6	+10.4	15	~998	U3O8
5	Алунд	0	0	20	~298	UN
6	Углекерамика	+45.3	+9.9	20	~998	U3O8
UC						
1	Корунд	0	0	15	~473	UC
2	Фарфор	+32.6	+10.6	5	~998	U3O8
3	Кварц	+16.5	+6.4	20	~998	U3O8
4	Алунд	+27.9	+7.9	8	~998	U3O8
5	Углекерамика	+25.6	+7.2	15	~998	U3O8

Разогрев UN с окислением до U₃O₈ наблюдался только при использовании тиглей из фарфора, кварца и углекерамики. При кратковременном облучении образца UN, помещенного в фарфоровый тигель, разогрева и окисления UN не наблюдалось. Во всех случаях UN разогревался до красного каления, однако его окисление происходило без образования открытого пламени и каких-либо взрывных процессов. Изучение скорости нагревания Мо тигля в присутствии и отсутствии UN показали, что при облучении Мо тигля МВИ при мощности 800 Вт и частоте 2.45 ГГц на воздухе температура тигля через 15 мин достигла только 363 К независимо присутствует ли UN или нет. При этом никакого разогрева и окисления UN не наблюдалось.

Разогрев UC до красного каления с окислением до U₃O₈ наблюдался во всех случаях, за исключением эксперимента с тиглем из корунда. В случае применения тигля из корунда за 5 мин его температура поднялась только до ~473 К и далее оставалась практически неизменной. При данной температуре процесс окисления UC не протекал. Для тиглей из фарфора и алунда температура ~998 К достигалась в течение 5-8 мин, при этом процесс окисления UC протекал достаточно бурно с появлением открытого пламени. При применении тиглей из кварца и углекерамики окисление UC протекало без образования открытого пламени и каких-либо взрывных процессов. Однако в отличие от опытов с тиглями из алунда и фарфора окисление UC протекало в более длительный период времени (15-20 мин).

СПЛАВЛЕНИЕ БАЗАЛЬТА С ПЕРЛИТОМ, СОДЕРЖАЩИМ U, Cs, Sr, Ln (La, Nd, Sm, Gd), - ПУТЬ К ИММОБИЛИЗАЦИИ РАО**Кулюхин С.А., Мартынов К.В., Кулемин В.В., Красавина Е.П.**

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н.Фrumкина Российской академии наук,
Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4,
e-mail: kulyukhin@ipc.rssi.ru*

Одной из важных и актуальных проблем гидрометаллургической переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ) является проблема, связанная с иммобилизацией перлита насыпных фильтров, применяемых для осветления растворов в процессах гидрометаллургической переработки ОЯТ. В данном случае использованный перлит может содержать не только не растворимые примеси и осадки («белые включения», молибдат циркония, остатки оболочек ТВЭЛов и т.д.), но и небольшие количества растворимых соединений актинидов и продуктов деления (ПД), которые остаются в порах перлита. Кроме того, перлитные суспензии представляют опасность с точки зрения пожаровзрывобезопасности.

В работе исследована возможность иммобилизации U, Cs, Sr и Ln (La, Nd, Sm, Gd) в камнелитых матрицах (КЛМ), полученных в результате сплавления базальта и перлита марки М150, содержащего U, Cs, Sr и Ln (La, Nd, Sm, Gd).

Предварительные эксперименты по плавлению ПП, содержащего нитраты U, Cs, Sr и Ln (La, Nd, Sm, Gd), при 1073 К на воздухе в течение 5 ч показали, что процесс сопровождается сильным газовыделением, в результате которого происходит образование пористой матрицы с большими кавернами. В тоже время, в результате сплавления базальта с перлитом марки М150 получают матрицы, содержащие в качестве основных фаз стекло и шпинель.

В результате сплавления базальта и урансодержащего перлита марки М150 при температуре 1623 К на воздухе в течение 5 ч образуются камнелитые матрицы, основными фазами которых являются две, разные по составу Cr-шпинели, урансодержащее стекло и дендритовидные алюмосиликатные кристаллы. Фаза Cr-Fe шпинели практически не содержит урана. Уран сконцентрирован в фазах стекла и дендритовидных кристаллов. Помимо Al и Si фазы стекла и дендритовидных кристаллов обогащены относительно фазы шпинели также по Na, K, Ca и Ti. В дендритовидных кристаллах урана меньше, чем в фазе стекла. Сделан вывод, что при образовании дендритовидных кристаллов уран отжимается в расплав и обогащает стекло. Скорость выщелачивания урана из сплава базальта с урансодержащим перлитом М150 в H₂O после 28 сут составляет $2.0 \cdot 10^{-8}$ г/(см²·сутки).

Установлено, что в результате сплавления базальта и перлита марки М150, содержащего Cs, Sr и Ln (La, Nd, Sm, Gd), при температуре 1623 К на воздухе в течение 5 ч образуются КЛМ, сложенные K-Al-Si и Na-Si фазами. Калиевые алюмосиликатные и натриевые силикатные фазы равномерно распределены по образцу, что подтверждается близостью валового элементного состава различных участков КЛМ. Структура образца КЛМ свидетельствует о том, что по крайней мере одна, а, вероятно, обе фазы являются кристаллическими. Калиевая алюмосиликатная фаза обогащена цезием, а натриевая силикатная фаза – лантанидами. Стронций присутствует в обеих фазах, но больше - в Na-Si фазе.

Образование поликристаллической матрицы при сплавлении базальта с перлитом, содержащим различные ПД, позволит провести иммобилизацию отработанного перлита насыпных фильтров.

УСТАНОВКА КАЛЬЦИНАЦИИ ЖРО

Луконин Д.А.

*Общество с ограниченной ответственностью «РусАтом Инжиниринг»,
620026, Екатеринбург, ул. Белинского, д. 56, оф. 928,
e-mail: info@rusatoming.ru*

Предлагаемая конструкция аппарата разрабатывалась для проведения процессов сушки (кальцинации) пастообразных, склонных к нарастанию и липких смесей (плавов) продуктов при высоких температурах, с целью удаления летучих примесей и обезвоживания. Конструкция применима в процессах кальцинации ВАО перед остекловыванием, сушки-прокалки оксалата плутония после осаждения до диоксида плутония и в денитрации плава уранилнитрата

Принцип работы аппарата позволяет непрерывно проводить технологический процесс и обеспечивает требования ядерной безопасности.

Вращающиеся валы с минимальным зазором по всей линии возможного соприкосновения растирают подаваемый продукт по внутренней поверхности реторты и по мере его высыхания перемещают порошок продукта к зоне выгрузки.

Наросты и налипания продукта невозможны, так как все поверхности разнонаправленно трутся друг относительно друга и снимают слой продукта с поверхности вала и реторты. Возможна работа с контролируемым слоем твердого продукта в виде гарнисажа, это позволит увеличить ресурс аппарата и снизить точность изготовления валов, но это может зависеть от свойств продукта. Нет ударных нагрузок.

Вариант применения аппарата в процессе кальцинации ВАО перед остекловыванием.

Одним из основных процессов при остекловывании ВАО является процесс кальцинации ВАО глубоко упаренных высокоактивных рафинатов, полученных после экстракции урана и плутония на первом экстракционном цикле и кубового остатка от упаривания САО с узла рафинирования урана и плутония.

Высококонцентрированный раствор ВАО, после упаривания, подается в реторту кальцинатора одновременно с соответствующим количеством кремнезоля.

В процессе прохождения суспензии по длине реторты, происходит испарение воды и разложение нитратов с образованием оксидов металлов.

В конец реторты через загрузочный узел, в определенной пропорции, подается стеклофрита, которая смешивается с оксидами металлов и затем подается через разгрузочное отверстие в печь остекловывания.

Отходящие газы из печи остекловывания, проходя через кальцинатор, смешиваются с парами раствора, образующимися в кальцинаторе, и направляются на улавливание в систему газоочистки. Вода из системы газоочистки направляется на выпарной аппарат для выпаривания высокоактивных растворов.

Технологическая схема остекловывания ВАО с использованием кальцинатора позволяет:

- уменьшить энергетическую нагрузку на горячий или холодный тигель;
- повысить управляемость полем;
- значительно сократить поток газовой фазы из зоны плавления тигля;
- обеспечить стабильность шапки над расплавом стекла в тигле, что уменьшит унос аэрозолей из области расплава;
- точно дозировать стеклофриту;
- использовать тепло отходящих газов из зоны плавления тигля.

ИЗУЧЕНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПЕРТЕХНЕТАТ-ИОНА С ПОВЕРХНОСТЬЮ АКТИВИРОВАННЫХ УГЛЕЙ**Макаров А.В., Сафонов А.В., Кулюхин С.А.**

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской Академии
Наук, 119071, г. Москва, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4
e-mail: ya.alexmakar@yandex.ru*

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ, радиоактивные отходы (РАО) должны захораниваться в виде твёрдых матриц, окружённых системой инженерных барьеров безопасности, препятствующих распространению радионуклидов за пределы хранилища РАО. Одними из наиболее перспективных материалов инженерных барьеров безопасности являются бентонитовые глины, которые с высокой эффективностью препятствуют миграции многих радионуклидов. Однако данные материалы способны иммобилизовать только катионные формы радионуклидов, в то время как анионные формы практически не задерживаются. Одним из наиболее опасных радионуклидов является технеций-99 ввиду его длительного периода полураспада ($2.11 \cdot 10^5$ лет) и высокой мобильности пертехнетат-иона – наиболее распространённой химической формы в окислительных условиях. Очевидно, что необходим поиск новых материалов для безопасного захоронения технецийсодержащих отходов или модификация бентонитовых глин. Нами в более ранних работах были изучены такие материалы, как активированные угли, которые позволяют извлекать технеций из водных растворов в смеси с бентонитовыми глинами¹. Однако не был до конца ясен механизм взаимодействия технеция с активированными углями. Поэтому целью данной работы являлось изучение возможного механизма взаимодействия, а также оценка эффективности смеси бентонитовых глин с углями при извлечении пертехнетат-иона из модельных растворов.

В рамках данного исследования были изучены активированные угли марок АГ-3 и КАУ. Данные материалы в количестве 5 масс.% добавлялись к глинистым минералам – компонентам инженерного барьера – месторождений 10-й Хутор (Хакасия), Берёзовское (Татарстан) и Динозавровое (Казахстан).

Для оценки возможного механизма взаимодействия были оценены имеющиеся на поверхности активированных углей функциональные группы методами потенциометрического титрования и ИК-спектроскопии, а также методом XANES-спектроскопии установлена валентная форма технеция-99. Показано, что технеций присутствует на материалах в форме пертехнетат-иона, который может быть связан с гидроксильными группами на поверхности углей водородными связями. В ходе сорбционных экспериментов с исследуемыми смесями показано, что технеций эффективно извлекается из модельного раствора имитатора подземных вод участка Енисейского Нижнеканского массива с добавлением имитатора выщелата фосфатного стекла. При этом коэффициенты межфазного распределения достигают 10^2 - 10^3 см³/г уже в первую неделю контакта фаз. Таким образом, данные смеси активированных углей с бентонитовыми глинами могут эффективно извлекать пертехнетат-ион из модельных растворов в окислительных условиях.

Литература

1. Makarov A. V. et al. Activated carbon additives for technetium immobilization in bentonite-based engineered barriers for radioactive waste repositories //Journal of Hazardous Materials. – 2021. – Т. 401. – С. 123436.

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

Матвеев 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-ZrOCl₂-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 ≥ 10 МПа; скорость выщелачивания Cs $\leq 10^{-5}$ г/(см²·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.

**СОЗДАНИЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ УСТАНОВКИ
ДЛЯ АНАЛИЗА СОРБЦИИ РАДИОАКТИВНОГО МЕТИЛИОДИДА****Матросов А.А., Обручиков А.В., Меркушкин А.О., Магомедбеков Э.П.**

*Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева,
Россия, Москва, 125047, Миусская площадь, дом 9,
e-mail: matrosov.a.a@muctr.ru*

Целью работы являлась разработка и верификация методики оценки сорбционной способности материалов в условиях, моделирующих эксплуатацию пассивных систем фильтрации на атомных электростанциях. Ключевой задачей стало создание аттестованной исследовательской установки, позволяющей тестировать эффективность улавливания радиоактивного метилиодида ($\text{CH}_3^{131}\text{I}$) при температурах до 350 °С с контролируемой влажностью газового потока.

На базе кафедры химии высоких энергий и радиоэкологии РХТУ им. Д.И. Менделеева разработана установка, оснащенная сертифицированными приборами и оборудованием: мембранным насосом Grundfos CM-A 1-3, цифровым регулируемым ротаметром MFM-50, термогигрометрами Center 310, термометрами Center 305, датчиками давления типа ПД100И-ДИВ0,1. Установка позволяет регулировать скорость газового потока (0.5–25 л/мин), температуру (до 350 °С) и относительную влажность (0–95% при 30–60 °С). Обеспечение заданной температуры и термостатирование осуществляется с помощью сушильного шкафа SNOL 67/350 LSN01. Подача реперного агента проводится как в импульсном, так и в непрерывном режимах (в зависимости от задач исследования). Радиоактивный метилиодид получали путем изотопного обмена водной фазы, содержащей требуемое по активности количество Na^{131}I без носителя и органической (CH_3I), взятых в равном объемном отношении. Исследуемый образец сорбента помещается в разборную секционированную колонку, состоящую из набора 15 одинаковых стальных ячеек с сеткой на дне. Внутренний диаметр ячейки 50 мм (либо 30 мм), высота – 10 мм. Заполненные ячейки перед испытанием собираются друг на друга и герметично стягиваются кламповым соединением. Такой подход позволяет не только рассчитывать степень очистки радиоиода сорбентом произвольной высоты, но и получать послойное распределение активности метилиодида вдоль сорбционного слоя. Радиометрические измерения проводятся на сертифицированном спектрометре «Мультирад-гамма» с сцинтилляционным детектором на основе кристалла NaI(Tl) . Одинаковые размеры ячеек испытательной колонки позволяют работать при одной и той же геометрии измерения. Аттестация стенда проведена во ФГУП ВНИИФТРИ, что подтверждает его соответствие требованиям к исследованиям сорбционных материалов в ядерной отрасли.

Для верификации методики испытания использован серебросодержащий силикагель «Физхимин» (содержание AgNO_3 – 2.9%, металлического серебра – 0.9%). Гранулометрический анализ и определение концентрации активного компонента проведен стандартными методами. Сорбционные испытания выполнены при температуре 300 °С и влажности 11.3 г/м³ при скоростях потока 6.9, 9.6 и 14.0 см/с. Рассчитанные значения степени очистки на высоте слоя 30 мм составили 99.95%, 98.38% и 94.15% соответственно. Также были найдены значения угловых коэффициентов линеаризованной функции распределения активности радиоиода вдоль слоя сорбента, которые не зависят от скорости газового потока (в исследуемом диапазоне) и составляют 11.3 с⁻¹. Этот показатель может служить более универсальным критерием оценки качества сорбционных материалов, чем найденные значения степени очистки.

СТЕКЛОКЕРАМИКА С БРИТОЛИТОМ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ АКТИНИДОВ

Мельникова И.М.

*Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии
Российской академии наук, 119017, Москва, Старомонетный переулок, 35,
e-mail: irina.sokolova95@yandex.ru*

Перспективный прием обращения с актинидами – изоляция в минералоподобных, в том числе стеклокерамических матрицах [1-3]. Такой матрицей могут служить искусственные фазы со структурой бритолита. Их природные аналоги – минералы группы бритолита состава $(\text{Na}^+, \text{Ca}^{2+}, \text{PЗЭ}^{3+}, \text{U}^{4+}, \text{Th}^{4+})_{10}(\text{Si}, \text{P}, \text{B})_6\text{O}_{24}(\text{O}, \text{OH}, \text{F})_2$ содержат 40–60 мас.% РЗЭ, количество U и Th достигает 30 мас.%. Трех- и четырехвалентные актиниды (Am, Cm, Pu) охотно замещают Ca и РЗЭ в структуре бритолита, например, в соединении $\text{Ca}_2(\text{Nd}, \text{Cm}, \text{Pu})_8(\text{SiO}_4)_6\text{O}_2$.

Для изучения свойств бритолит-содержащей стеклокерамической матрицы выполнен ее синтез индукционным плавлением в холодном тигле (ИПХТ), который уже около 15 лет применяется в мире для остеклования высокоактивных отходов (ВАО) [2]. Проведены две серии опытов по ее выщелачиванию рассолом 0.5M NaCl + 0.5M CaCl₂, типичным для глубоких частей кристаллических массивов, при температурах 200 – 250 °С. Скорости выщелачивания элементов на порядок ниже, чем в воде и слабоминерализованных щелочных и кислых водах, они равны, г/(см²×сутки): 10⁻⁵ – 10⁻⁶ для Si и Ca, 10⁻⁸ – 10⁻⁹ для Nd (имитатор актинидов). На поверхности образца видны углубления (Рис. 1б), которые образовались из-за более интенсивного растворения стекла по сравнению с бритолитом и силикатом кальция.

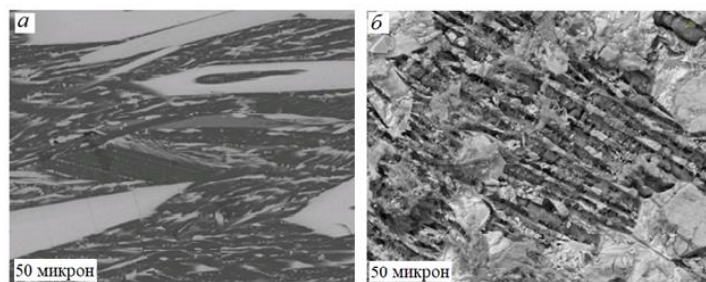


Рисунок 1. СЭМ изображение образца до (а) и после (б) 42 суток контакта с рассолом

С учетом полученных данных скорости выщелачивания РЗЭ (Nd) рассолом при 200-250 °С оценены как 10⁻⁷ – 10⁻⁹ г/(см²×сутки). Выявлена более высокая растворимость стекла, чем бритолита, что привело к образованию рельефной поверхности образцов после опыта [3]. Высокая изолирующая способность искусственных (матрицы) и природных барьеров в отношении малых актинидов позволяет исключить при обращении с ними трансмутацию. Данный подход к проблеме иммобилизации ВАО соответствует концепции использования природоподобных материалов и технологий, активно развиваемой в последнее десятилетие.

Литература

1. Юдинцев С.В. Изоляция фракционированных отходов ядерной энергетики // Радиохимия. 2021. Т. 63. № 5. С. 403–430.
2. Donald I.W. Waste immobilization in glass and ceramic-based hosts: radioactive, toxic, and hazardous wastes. UK: Wiley&Sons Ltd., 2010. 507 p.
3. Melnikova I.M., Yudintsev S.V. Britholite-based matrix for actinides isolation // Doklady Earth Sciences. 2025. Vol. 523:29.

Работа выполнена по теме НИР государственного задания для ИГЕМ РАН.

**ИЗУЧЕНИЕ ПРОЦЕССА УДАЛЕНИЯ КСЕНОНА И КРИПТОНА ИЗ
РАСПЛАВЛЕННЫХ ЭЛЕКТРОЛИТОВ НА ОСНОВЕ FLiBe И FLiNaK**

**Мухамедьянов А.Д.^а Золотарев Д.А.,^а Максимцев К.В.,^а Данилов Д.А.,^а
Аксютин П.В.,^б Власенко Е.А.,^б Половов И.Б.^а**

^аФГАОУ ВО «УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620002, Екатеринбург, ул. Мира 19,
^бФГУП «Горно-химический комбинат»,
662972, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Ленина, 53
e-mail: a.d.mukhamedianov@urfu.ru

Фторидные расплавы FLiNaK и FLiBe являются перспективными в качестве топливной соли для жидкосолевого реактора-сжигателя минорных актинидов (ЖСР-С). В процессе работы ЖСР-С будут выделяться газообразные продукты деления (ГПД) ксенон (Xe) и криптон (Kr), частично растворяющиеся в топливной соли, которые необходимо удалять.

Предложена методика удаления имитаторов газовых продуктов деления ксенона и криптона из солевых композиций на основе FLiNaK и FLiBe продувкой расплава газообразным гелием (He) с последующим улавливанием Xe и Kr с помощью ловушки, охлаждаемой жидким азотом.

С целью валидации процесса удаления инертных радиоактивных газов проведен цикл исследований с использованием имитаторов инертных ГПД. Эксперименты были выполнены в тигле с крышкой, помещенном в герметичную стальную реторту. Процесс очистки проводили при температуре 750 °С по следующей схеме: сначала загруженную солевую систему расплавляли, после чего в расплав опускали трубку из углеродного материала и проводили барботаж расплава инертным газом. Отходящий газовый поток проходил через ловушку, охлаждаемую жидким азотом. При этом происходила конденсация криптона и ксенона.

В ходе проведения экспериментов через равные промежутки времени осуществляли отбор проб газовой фазы на выходе из реторты. Анализ газовых смесей на содержание имитаторов ГПД выполняли с использованием газового хроматомасс-спектрометра Clarus 600, оснащенного парофазовым дозатором HS Turbomatrix 40 (Perkin Elmer). В серии предварительных экспериментов исследовано насыщение исследуемых расплавов имитаторами ГПД.

В настоящей работе получены зависимости массовых концентраций ксенона и криптона от времени продувки системы газообразным гелием. Полученные результаты подтверждают эффективность данного метода удаления имитаторов газообразных продуктов деления ксенона и криптона из фторидных расплавов FLiNaK и FLiBe с последующим их улавливанием в азотной ловушке. Продемонстрировано значительное снижение концентрации криптона и ксенона в газовой смеси на выходе из реторты при продувке системы гелием.

Для контроля эффективности работы ловушки, охлаждаемой жидким азотом, периодически отбирали пробы газовой фазы после прохождения через неё. Измеренные аналитические сигналы для криптона и ксенона были незначимыми по сравнению с сигналом холостого опыта. Предел обнаружения (3σ) при данной организации аналитического эксперимента был оценён в 4 мкг/дм³ для ксенона и 600 мкг/дм³ для криптона.

Таким образом, для удаления данных газообразных ГПД из топливной соли достаточно осуществлять периодический или постоянный барботаж солевой системы гелием с последующим улавливанием отходящих газовых смесей азотной ловушкой, что позволяет эффективно отделить и сконцентрировать криптон и ксенон.

ПОДХОДЫ К ОБРАЩЕНИЮ С АНОДНЫМ ОСТАТКОМ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННЫХ ТОПЛИВНЫХ КАНАЛОВ РЕАКТОРОВ РБМК

Нечаев П.И.^а, Ребрин О.И., Половов И.Б., Матвеев А.В.^в, Петров В.Г.^в

^аЧастное учреждение «Наука и инновации»

119017, город Москва, ул. Большая Ордынка, д. 24, этаж 8, каб. 820

^бУральский федеральный университет имени первого

Президента России Б. Н. Ельцина,

620078, Россия, г. Екатеринбург, ул. Мира, 21

^вМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, 119991, г. Москва, ул. Ленинские горы, д. 1 стр. 3

e-mail: pignechev@rosatom.ru

В процессе эксплуатации циркониевых сплавов в активной зоне тепловых реакторов в объеме металла происходит наработка β и γ -излучающих радионуклидов ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{94}Nb , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{182}Ta , а также чисто β -излучающих радионуклидов ^3H , ^{14}C , ^{35}S , ^{36}Cl , ^{45}Ca , ^{93}Zr . ^{36}Cl и ^{93}Zr являются долгоживущими радионуклидами с ($T_{1/2} > 30$ лет) [1].

Основная активность ТРО (ТК и КСУЗ РБМК) на $\sim 99,2$ % определяется активностью долгоживущего ^{94}Nb , при этом его объемная доля составляет всего около 2 %.

Для ТК и КСУЗ РБМК удельная активность достигает $8,1 \cdot 10^6$ Бк/г, что соответствует II классу ТРО и учитывая то, что его период полураспада $T_{1/2} = 2 \cdot 10^4$ лет, захоронение отходов, содержащих ^{94}Nb , должно осуществляться в ПГЗРО [2]. При этом, в ходе эксплуатации на внутренней поверхности каналов формируются оксидные отложения сложного состава, не позволяющие осуществить прямую компактизацию и последующую передачу на захоронение.

В связи с этим был предложен способ обращения с циркониевыми ТРО на основе отработавших топливных каналов и каналов СУЗ и приведения их к критериям приемлемости, позволяющий проводить отделение циркония от ниобия и продуктов активации сплава Э-125 со степенью извлечения циркония – 90%, коэффициентом очистки – 10^2 за одну стадию. В ходе переработки образуется анодный остаток, требующий приведения к критериям приемлемости для захоронения радиоактивных отходов.

Отобраны наиболее перспективные матрицы для иммобилизации циркония и ниобия, как основных компонентов радиоактивных отходов, образующихся при переработке облученных топливных каналов реакторов РБМК: муратаит, NZP, диоксид циркония, циркон, цемент, МКФ.

Выбранные матрицы были синтезированы и охарактеризованы. Было показано, что состав указанных матриц соответствует их основным минеральным фазам. Параметр выщелачивание циркония не превышал $3,4 \cdot 10^{-6}$ г/(см²/сутки), а ниобия – $4,2 \cdot 10^{-5}$ г/(см²/сутки). Механическая прочность всех полученных матриц соответствует НП-019-15 (> 9 МПа). Таким образом, подтверждена возможность использования данных материалов в качестве матриц для иммобилизации циркония и ниобия.

ЭКСТРАКЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В СРЕДЕ СЖИЖЕННОГО ФРЕОНА HRC-134A

Федотов А.М., Бабаин В.А., Мурзин А.А., Николаев А.Ю.

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»,
194021, Санкт-Петербург, 2-й Мурунский проспект, 28Б,
e-mail: amfedotov11022@yandex.ru

Альтернативой классическим водным методам дезактивации может служить дезактивация в среде сжиженных или сверхкритических газов [1]. Использование в качестве растворителя сжиженного и сверхкритического CO₂ приводит к высокому рабочему давлению (7-30 МПа), поэтому актуально исследования процессов экстракции в других средах, например, в сжиженном фреоне HRC-134a.

Из работ по экстракции в среде CO₂ известно, что для повышения эффективности извлечения таких радионуклидов, как ¹³⁷Cs и ⁹⁰Sr в экстракционную систему необходимо вводить модификаторы, например, краун-эфиры [2] или полиэтиленгликоли (ПЭГ) [3].

Цель настоящей работы заключается в исследовании возможности применения в среде фреона дезактивирующих рецептур на основе ПЭГ и в сравнении их с известными рецептурами на основе краун-эфиров.

В работе исследовано извлечение ¹³⁷Cs, ¹³³Ba, ⁶⁵Zn, ⁶⁰Co, ¹⁵²Eu и ²⁴¹Am с образцов хлопчатобумажной ткани. В качестве противоиона использовалась перфтороктановая кислота (ПФОК), а в качестве модификаторов различные ПЭГ и краун-эфиры. Полученные значения степеней извлечения радионуклидов приведены в таблице 1.

Таблица 1. Экстракция радионуклидов в среде сжиженного фреона HRC-134a в присутствии различных модификаторов (60 °C, 1,5 МПа, 20 мин., С_{ПФОК}= 3 г/л)

Модификатор	С _{мод-ра} , г/л	С _{водь} , г/л	Степень извлечения, %					
			¹³⁷ Cs	¹³³ Ba	⁶⁵ Zn	⁶⁰ Co	¹⁵² Eu	²⁴¹ Am
ДЦГ18К6	3	20	96,7	74,8	37,0	36,6	4,9	-
ДБ21К7	3	20	98,5	89,4	-	-	-	-
Triton X-100	20	20	89,9	99,1	51,4	48,4	60,5	61,8
Неонол АФ 9-10	20	20	90,9	97,3	-	-	-	-
Zonyl FS-300	8	12	95,0	97,2	4,4	43,2	18,7	-
Zonyl FS-300	8	32	94,0	76,6	83,3	63,4	43,9	78,5

Установлено, что краун-эфиры с высокой эффективностью извлекают ¹³⁷Cs и ¹³³Ba в среде фреона, что аналогично литературным данным [2] по экстракции в среде CO₂, при этом показано, что ПЭГ не уступают по эффективности краун-эфиром, а в случае экстракции ⁶⁵Zn, ⁶⁰Co, ¹⁵²Eu превосходят их.

Определено, что ПФОК может быть заменена на другие противоионы, такие как ди(2-этилгексил)фосфорную кислоту (Д2ЭГФК) и диоктафторамилфосфорную кислоту (ДОФАФК) без значительного снижения степени извлечения радионуклидов.

Литература

1. Murzin, A. A., Babain, V. A., Shadrin, A. Y., et al.. (2002) "Deactivation in Sub and Supercritical Carbon Dioxide," Radiochemistry, Vol. 44, No. 4, 2002, pp. 410-415.
2. Wai, C. M., Kulyako, Y. M., Myasoedov, B. F. (1999). Supercritical carbon dioxide extraction of caesium from aqueous solutions in the presence of macrocyclic and fluorinated compounds. Mendeleev communications, 9(5), 180-181.
3. Бабаин В.А., Киселева Р.Н., Мурзин А.А. и др. Патент RU 2168779, 2001.

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

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

*НИИЦ «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 воздействиях, 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 отчетов максимальная поглощенная доза на фильтрах внутриконтурной очистки составляет $\sim 1,0 \cdot 10^4$ 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.

СРЕДСТВА ИНДИВИДУАЛЬНОЙ ЗАЩИТЫ

Пахоменок А.А.

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

ФГУП «ГХК» осуществляет широкий спектр операций, связанных с высоким уровнем потенциальной радиационной и химической опасности на РХП.

Виды работ: переработка ОЯТ, производство радионуклидов, хранение и транспортировка РАО и ЯМ.

Основные радиационные факторы: МАЭД гамма-нейтронного излучения различного спектра, не фиксированное радиоактивное загрязнение поверхностей альфа-, бета-нуклидами, радиоактивные аэрозоли, летучие и агрессивные соединения.

Применяемый основной комплект СИЗ: спецбелье, носки, х/б-костюм, спецобувь, шапочка, перчатки, полотенца, СИЗОД.

Факторы выбора СИЗ: классификация зон по уровню радиационной опасности, вид радиационного фактора в месте производства работ.

1. СИЗОД - респиратор ШБ1 «Лепесток», изолирующие СИЗОД типа пневмокостюм типа ЛГ-5б, изолирующая пневмокуртка ПК-1, пневмомаски ЛИЗ-4, ЛИЗ-5.

2. Дополнительные СИЗ - пластиковые халаты, полухалаты, комбинезовы, штаны, пластиковая обувь и сапоги. Эффективны в условиях работ с повышенным радиоактивным загрязнением поверхностей. Для защиты от гамма-излучения применяются многослойные радиационно-защитные фартуки.

3. Камерные перчатки с дополнительной защитой кистей с защитой от Am-241 (камерные перчатки тип 1, КРЗП 20) - для защиты от ионизирующего излучения, от паров кислот. В условиях агрессивных сред и высоких температур отмечается значительное снижение срока их эксплуатации.

4. Особенности проведения ремонтных работ на РХП:

4.1. Использование пневмокостюм типа ЛГ-5б с приваренным смотровым стеклом и приваренными ботинками для полного исключения риска попадания РВ.

4.2. Применение х/б-перчаток и резиновых перчаток при работе во 2-й зоне, т. к. по одному данные СИЗ не достаточно эффективны. Использование металлизированных защитных перчаток в условиях работы с колющими предметами.

4.3. Постоянный дозиметрический контроль респираторов ШБ-1 «Лепесток-200» в связи с рисками его загрязнения.

4.4. Использование защитных п/э-чехлов для шлангов изолирующих СИЗОД для исключения их загрязнения и загрязнения прилегающей территории.

4.5. Использование сан.барьеров с обмывом изолирующих пластиковых СИЗОД для повторного использования.

4.7. Нетканые полимерные костюмы типа TYVEK, DUPON могут использоваться исключительно как дополнительные СИЗ поверх основного комплекта СИЗ.

4.8. Использование защитных кремов на кожных покровах рук и лица для последующего смыва.

4.9. Использование повязок, шарфов, косынок из х/б-ткани совместно с основным комплектом СИЗ для герметичности основного комплекта СИЗ и снижения радиоактивного загрязнения кожных покровов.

ХЛОРИДСОДЕРЖАЩИЕ ОТХОДЫ ПИРОХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ: ИММОБИЛИЗАЦИЯ ИЛИ ВАРИАНТЫ РЕЦИКЛА?

**Погляд С.С., Романова О.В., Шаталина Я.И., Болдаков В.А.,
Безднякова Е.А., Дмитриева О.С.**

*Акционерное общество «Государственный Научный Центр –
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»,
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9,
e-mail: s.poglyad@niiar.ru*

В последнее десятилетие крайне высокий интерес исследователей привлекла тема кондиционирования и иммобилизации хлоридсодержащих радиоактивных отходов. Это связано со всплеском интереса к пирохимическим технологиям переработки ОЯТ БР, многообразием схем переработки и, следовательно, возникшей номенклатурой новых РАО. Среди подходов можно отметить как методы ориентированные на существующие достижения: включение хлоридсодержащих РАО в алюмофосфатные и боросиликатные стекла с конверсией и без нее [1], керамики по традиционной технологии «прессование-спекание» [2], так и включение в плавленную керамику. Вместе с тем развиваются и низкотемпературные методы иммобилизации [3,4].

Вместе с тем, сама необходимость иммобилизации хлоридсодержащих РАО не очевидна. Рассмотрим это утверждение на примере отработанного электролита от классического Димитровградского Сухого Процесса (DDP): в ходе переработки электролит последовательно очищается от минорных актинидов и лантаноидов (карбонатное осаждение) и остальных продуктов деления (фосфатное осаждение), накапливая в себе лишь цезий и часть стронция. Фактически, критерием вывода на захоронение является накопления цезия до уровня плавления электролита за счет собственного тепловыделения. Отделение цезия и стронция не только позволит вывести их в отдельную фракцию, но и вернет электролит в технологический процесс, исключив необходимость иммобилизации и захоронения.

Проведена экспериментальная проверка селективного выделения цезия из имитатора отработавшего электролита DDP осаждением $\text{Cs}_2\text{Mg}(\text{Fe}(\text{CN})_6)$. Степень очистки хлоридов от цезия превысила 90%, очищенный электролит пригоден для возврата в DDP.

Литература

1. Лавринович, Ю. Г. Обращение с отходами неводных методов переработки отработавшего ядерного топлива / Ю. Г. Лавринович, А. В. Бычков. – Димитровград : ОАО «ГНЦ НИИАР», 2012. – 110 с.
2. Исследование включения отработавшего расплава хлоридов щелочных элементов в керамику / С. В. Томилин [и др.] // Атомная энергия. - 2007. - Т. 102. - № 3. - С. 178-182.
3. Оценка применимости керамики на основе бентонитовой глины для иммобилизации радиоактивных отходов пирохимической переработки ОЯТ / С. С. Погляд, О. С. Дмитриева, Е. А. Безднякова, О. В. Романова // Вопросы радиационной безопасности. – 2023. – № 2(110). – С. 20-27. – EDN CHEELN.
4. Экспериментальная проверка применимости железфосфатной 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.

ОСНОВЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ПОДХОДА ПРИ РАЗРАБОТКЕ МЕТОДИКИ ИСПЫТАНИЙ ОВАО НА ХИМИЧЕСКУЮ УСТОЙЧИВОСТЬ В СТАТИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ

Беланова Е.А., Ремизов М.Б., Никулина А.Ю., Козлов П.В.,
Поляков Е.В., Брайчун Е.В.

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк», 456784, Челябинская область, г. Озерск, проспект Ленина 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Для оценки безопасности окончательной изоляции остеклованных высокоактивных отходов (ОВАО) в пункте глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) необходимы показатели химической устойчивости матриц с реальными отвержденными отходами. Однако в настоящее время в России нет стандарта по определению данных показателей, который бы распространялся на отвержденные отходы, находящиеся в условиях захоронения в глубинных геологических формациях. В связи с этим для проведения испытаний реальных образцов ОВАО потребовалась разработка методики, которая приближенным образом воспроизводила бы условия хранения ОВАО в ПГЗРО и при этом была бы реализуема в условиях горячих камер ФГУП «ПО «Маяк».

Согласно литературным источникам [1], [2] в зоне размещения упаковок с РАО в ПГЗРО в результате использования дополнительных инженерных барьеров безопасности (ИББ), выполняющих гидроизоляционную роль, следует ожидать застойного (статического) режима взаимодействия грунтовых вод с ОВАО. Соответствующие условия были учтены при разработке методики. Для этого в качестве сред выщелачивания, с учетом состава грунтовых вод и ИББ, рассмотрены следующие растворы и системы: модельная природная вода (МПВ), фильтрат модельной природной воды после контакта с бентонитом (ФМПВБ), суспензия на основе модельной природной воды и бентонитового глинопорошка (СМПВБ).

МПВ готовили по специальной методике с введением химических реактивов в дистиллированную воду. Состав МПВ соответствовал составу подземных вод в скальном массиве ПГЗРО. Введение бентонитового глинопорошка в модельную систему имитировало присутствие материала ИББ и его контакт со средой выщелачивания. Бентонит представлял собой природный материал из месторождения 10-й Хутор, производства ООО «Бентонит Хакасии». Соотношение твердой и жидкой фазы в СМПВБ было подобрано опытным путем так, чтобы метод центрифугирования позволял отделить минимально необходимый объем жидкой фазы для проведения всех видов анализа.

Разработанная методика испытаний ОВАО на химическую устойчивость в статических условиях апробирована на модельных алюмофосфатных стеклах и использована для реальных ОВАО.

Литература

1. Мартынов К.В., Захарова Е.В. Взаимодействие подземной воды с барьерным бентонитом и фосфатным стеклом, содержащим имитаторы РАО // Вопросы радиационной безопасности. – № 3. – 2019. – С. 23–39.
2. Болдырев К.А., Мартынов К.В., Крючков Д.В., Захарова Е.В., Ермолаев В.М. Численное моделирование выщелачивания алюмофосфатного стекла в статическом режиме в присутствии бентонита // Радиохимия. – 2019. – т. 61. – № 5. – С. 427–432.

**РАЗРАБОТКА СОСТАВОВ СТЕКОЛ ДЛЯ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ СУХИХ
ОСТАТКОВ ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ЖРО ХИМИКО-МЕТАЛЛУРГИЧЕСКОГО
ПРОИЗВОДСТВА****Никулина А.Ю., Брайчун Е.В., Поляков Е.В., Козлов П.В., Брайчун Е.С.***ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, Челябинская обл., Россия
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Ежегодно на химико-металлургическом заводе образуются растворы спецканализации (около 150 тыс. м³/год категории НАО) и зумпфовые растворы (около 500 м³/год категории САО), которые направляются на участок переработки водно-хвостовых растворов (УПВХР). На УПВХР ведется переработка указанных растворов с применением методов мембранной фильтрации с последующей окислительной обработкой полученных суспензий, их выпариванием и сушкой. Конечным продуктом переработки является высушенный концентрат (порошок светло-коричневого цвета), который размещается на временное хранение в контейнерах из нержавеющей стали. Данная форма РАО не является структурно стабильной и, соответственно, непригодна для дальнейшего безопасного захоронения. В качестве технологии, обеспечивающей получение конечной формы РАО, соответствующей критериям приемлемости для захоронения, рассматривается остекловывание.

Целью настоящей работы являлось включение реальных высушенных концентратов УПВХР в стеклоподобные матрицы различных составов и их исследование.

В ходе работы концентраты были исследованы методом рентгенофазового (РФА) и рентгенофлуоресцентного анализа. Выявлено, что концентраты УПВХР имеют переменный состав, что обусловлено сложной природой их образования и требует обеспечения возможности оперативной корректировки состава стекла (дофлюсовки) при промышленной реализации технологии отверждения.

В соответствии с рекомендациями АО «ВНИИНМ» для отверждения высушенных концентратов принято использование боросиликатных и борофосфатных стеклоподобных компаундов (БСС и БФС соответственно). Степени включения высушенных концентратов в пересчете на оксиды приняты 15 масс. % и 20 масс. %.

При проведении варки стекол установлено, что температура варки БСС составляет 1150 °С, а БФС – 950 °С. После выдержки при данных температурах в течение двух часов расплав разливали в изложницы из нержавеющей стали для получения образцов цилиндрической формы. Часть образцов была направлена на прочностные испытания, а другая часть – на определение химической устойчивости по ГОСТ Р 52126-2003 и РФА.

По результатам РФА дисперсные фазы в стеклах не обнаружены. Измеренная прочность образцов на сжатие находится в пределах от 113 МПа до 170 МПа для БСС и от 65 МПа до 100 МПа для БФС, что соответствует требованиям НП-019-15.

В связи с отсутствием ¹³⁷Cs в исходных концентратах, показатели химической стойкости синтезированных стекол для щелочных металлов определяли по Na. По данному показателю все синтезированные стекла, кроме БФС с включением концентрата САО, соответствуют требованиям НП-019-15. По скорости выщелачивания ⁹⁰Sr все исследованные стекла соответствуют требованиям НП-019-15 уже с первых суток.

По остальным матричным компонентам скорость выщелачивания достигает значения 10⁻⁷ г/(см²·сут) на 28 сут испытаний или ранее и имеет тенденцию к дальнейшему снижению, что говорит о высокой химической устойчивости синтезированных матриц.

По результатам исследований для дальнейших работ в качестве матрицы для отверждения концентратов УПВХР принято боросиликатное стекло.

ИССЛЕДОВАНИЕ СТЕКОЛ С ВКЛЮЧЕНИЕМ ИМИТАТОРА ПЕРЛИТСОДЕРЖАЩИХ РАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

**Власова Н.В., Поляков Е.В., Козлов П.В., Ремизов М.Б., Зорин Е.С.,
Брайчун Е.С., Мальцев А.А.**

*ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, Челябинская обл., пр. Ленина 31
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

На ФГУП "ПО "Маяк" в щелевых хранилищах накоплено значительное количество перлитсодержащих высокоактивных пульп. Технологии извлечения и переработки перлитных пульп в настоящее время не существует, поэтому все образующиеся отходы этой группы продолжают направляться в хранилище и, по мере их заполнения, все более острой становится проблема утилизации данных отходов.

В работе синтезированы и исследованы алюмофосфатные и боросиликатные стекла (АФС и БСС) с различным включением модельной перлитсодержащей пульпы. Для исследований выбраны составы стеклофритта с следующими основными компонентами: алюмофосфатная стеклофритта – Na_2O 27,2 %, P_2O_5 54,7 %, Al_2O_3 18,1 %, боросиликатная стеклофритта – Na_2O 19,0 %, SiO_2 45,6 %, B_2O_3 20,9 %.

Модельная перлитная пульпа получена фильтрованием имитатора растворенного высокообогащенного ОЯТ через перлитный фильтр. Для варки стекол использован индукционный плавитель типа «горячий тигель», главным элементом которого являлся индукционный нагреватель Микроша-3000, предназначенный для варки стекла в тигле, нагреваемом под действием переменного магнитного поля в индукторе.

Синтезировали образцы с содержанием 5, 10, 15, 20 % массовых перлитсодержащей модельной пульпы. Однородность образцов исследовали методами рентгенофазового анализа (РФА) и сканирующей электронной микроскопии (СЭМ). После визуального осмотра, анализов СЭМ и РФА полученных образцов заключили, что ни один состав не получился однородным на 100 %. Однако, образец с включением 5 % перлитсодержащей пульпы (АФС-5) полностью рентгеноаморфен и коэффициенты вариации содержания основных матричных компонентов для него не превышают 10 %. Остальные образцы имеют в своем составе кристаллические фазы (графит, SiO_2 , AlPO_4 , $\text{Na}_{1,86}\text{Al}_{0,38}\text{PO}_4$, Al_2SiO_5 , SiC), доля которых прогнозируемо растет с увеличением степени включения имитатора перлитной пульпы. Коэффициенты вариации содержания матричных компонентов в этих образцах превышают 10 %.

Провели исследование на прочность и химическую устойчивость образцов стекол. Значение предела прочности образца АФС-5 составляет 55 МПа, что превышает значение 41 МПа, удовлетворяя требованиям НП-019-15 в отношении прочности стеклоподобного компаунда. БСС с включением перлитсодержащей пульпы имеют предел прочности в пять раз больше, чем АФС с соответствующей степенью включения перлитсодержащей пульпы, с запасом удовлетворяя требованиям НП-019-15.

Исследование химической устойчивости стекол проводили по методу длительного выщелачивания. Растворы после выщелачивания анализировали на содержание элементов методом ICP-MS. Рассчитали показатели скорости выщелачивания для основных матричных компонентов: Na, Al, P. Для образца АФС-5 по выщелачиванию Na нормативное значение – $1 \cdot 10^{-5}$ г/(см²·сут) достигается уже на 3 сут. Низкие скорости выщелачивания остальных матричных компонентов также свидетельствуют о высокой химической устойчивости полученного стекла. Стекла БСС нельзя считать химически устойчивыми, так как скорость выщелачивания Na даже на 91 сут превышает нормативное значение.

**СИНТЕЗ И ИЗУЧЕНИЕ СВОЙСТВ АЛЮМОФОСФАТНЫХ СТЕКОЛ,
СОДЕРЖАЩИХ КРИТИЧНЫЕ КОМПОНЕНТЫ НАКОПЛЕННЫХ
ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

Дементьева И.И., Ремизов М.Б., Поляков Е.В., Козлов П.В., Брайчун Е.С.

*ФГУП «ПО «Маяк», 456784, г. Озёрск, Челябинской обл., пр. Ленина, 31,
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

На ФГУП «ПО «Маяк» в результате применения сорбционных и осадительных технологий переработки ОЯТ накоплено большое количество высокоактивных отходов (далее – ВАО) со сложным химическим и радиохимическим составом. В настоящее время данные отходы представляют собой пульпы, содержащие сульфаты, оксигидраты Al, Cr, Fe, Ni и ферроцианиды последних двух элементов.

Разрабатываемая на ФГУП «ПО «Маяк» технология переработки накопленных ВАО предполагает отверждение извлеченных отходов в алюмо- и борофосфатные стекла в печи прямого электрического нагрева. Некоторые из перечисленных выше компонентов отходов даже при небольшом содержании в стекле отрицательно влияют на свойства конечного материала (однородность, термическую устойчивость, химическую стойкость), а также повышают коррозионную активность и температуру варки расплава, что способствует снижению срока эксплуатации печей остекловывания.

Ранее проведенные исследования продемонстрировали принципиальную возможность включения ВАО с повышенным содержанием оксидов Fe, Ni, Cr и S в состав стекла при сохранении соответствия полученного стеклоподобного компаунда требованиям НП-019-2015. Целью настоящей работы являлось продолжение разработки составов стекломатрицы с повышенным содержанием коррозионноактивных и кристаллообразующих компонентов.

В ходе работы было синтезировано стекла с повышенным содержанием оксида Cr в 2 раза, а оксидов Ni, Fe и S в 2-4 раза по сравнению с регламентным. Повышенное содержание коррозионноактивных компонентов было достигнуто за счет снижения содержания оксида Na в стекле. Часть стекол были дополнительно модифицированы оксидами Si и U.

Температура варки всех исследуемых стекол составила от 1000 до 1200 °С. Рентгенофазовый анализ стекол показал, что закаленные стекла рентгеноаморфны. Для исследования термической устойчивости стекол провели их отжиг в печи ПВК-1,6-5 в режиме, имитирующем скорость охлаждения в центральной точке стандартного бидона с остеклованными ВАО. Все стекла в результате отжига закристаллизовались.

В отожженных стеклах, модифицированных U и Si, содержание рентгеноаморфной фазы составило от 57 до 90 %, в отличие от немодифицированных, в которых содержание рентгеноаморфной фазы не превышает 22 %.

Определена химическая устойчивость стекол по выщелачиванию стабильных изотопов Cs и Na в дистиллированную воду по ГОСТ Р 52126-2003. Установлено, что увеличение содержания в стеклах оксида Cr в 2 раза, а оксидов Ni, Fe и S в 2-4 раза по сравнению с регламентным, не ухудшает их химическую стойкость. Также требованию НП-019-15 удовлетворяют все стекла, модифицированные U и Si.

Установлено, что введение в состав стекломатрицы 3 % оксида U и 2,5 % оксида Si за счет снижения содержания оксида Al в стекле положительно сказывается на устойчивости данных стекол к кристаллизации и таким образом улучшает их химическую стойкость.

**ПРИМЕНЕНИЕ ОПЫТА ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭЛЕКТРОПЕЧЕЙ
ОСТЕКЛОВЫВАНИЯ ЖИДКИХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ
ФГУП «ПО «Маяк» ПРИ РАЗРАБОТКЕ КОНСТРУКЦИИ ЭЛЕКТРОПЕЧИ ШЕСТОЙ
МОДИФИКАЦИИ**

**Ремизов М.Б., Козлов П.В., Бендасов Д.И., Ребрин М.А., Поляков Е.В., Дубровин Е.Н.,
Зубриловский Е.Н., Колесников В.В., Дементьева И.И.**

*ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, Челябинская обл., Россия
e-mail: cpl@po-mayak.ru*

Эксплуатация цеха остекловывания жидких высокоактивных отходов (преимущественно рафинатов первого экстракционного цикла от переработки ОЯТ) на «ПО «Маяк» началась в 1987 г. В период до 2020 г. было запущено и остановлено 5 электропечей типа ЭП-500, прототипные конструкции которых в 70-х годах прошлого века создавали в Центральной заводской лаборатории предприятия, а промышленный дизайн был разработан в уральском институте «СвердНИИХиммаш». Научным руководителем технологии остекловывания являлся московский ВНИИНМ им. Бочвара. Проект цеха выполнил ленинградский ВНИПИЭТ.

Начиная с первых дней эксплуатации цеха остекловывания, непрерывно ведется научно-техническое сопровождение промышленной технологии остекловывания, включающее в себя оптимизацию состава растворов и разработку модифицированных составов расплавов.

На постоянной основе проводится анализ работы электропечей, и на основе его результатов – пересмотр и оптимизация конструкторских решений. Одновременно в Центральной заводской лаборатории предприятия, в отраслевых институтах Росатома, институтах РАН и Министерства образования РФ проводятся исследования коррозионной и термической стойкости огнеупорных, теплоизоляционных и электродных материалов, направленные на увеличение ресурса работы электропечей.

При разработке проекта шестой электропечи, осуществленной в последние три года, при участии специалистов Центральной заводской лаборатории, Управления проектирования и конструирования, Службы промышленной безопасности предприятия, других научных и промышленных организаций РФ был выполнен ряд изменений конструкции электропечи, направленных, в первую очередь, на повышение безопасности и продление срока эксплуатации.

При этом был тщательно проанализирован и учтен опыт эксплуатации ЭП-500/5, а также предыдущих электропечей ЭП-500/2, ЭП-500/1-р, ЭП-500/3, ЭП-500/4, проведены работы по физико-математическому имитационному моделированию с применением технологии искусственного интеллекта. Была изменена конструкция свода, улучшена конструкция токоподводов с молибденовыми электродами, оптимизирована компоновка варочного бассейна печи с двухзонной на трехзонную, усилена система внешнего охлаждения, модернизирована разделительная стенка перетока бакоровой кладки, уменьшено количество сливных устройств с трех до двух, оптимизирована их конструкция.

В настоящее время выполнена работа по устройству радиохимического каньона для размещения шестой печи, закупка материалов, изготовление комплектующих, сборка электропечи, в 2025 г. ожидаются ее пуск и эксплуатация в течение последующих шести лет.

КИНЕТИКА ОКИСЛЕНИЯ МОНОНИТРИДА УРАНА ВЛАЖНЫМ АРГОНОМ

Мазанников М.В., Потапов А.М., Тарутин А.П., Зайков Ю.П.

Институт высокотемпературной электрохимии Уральского отделения Российской Академии Наук, 620066, Екатеринбург, Академическая 21
e-mail: mazannikov@ihte.ru

Высокотемпературная обработка (ВТО) нитридного отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) может стать головной операцией технологического процесса пирохимической переработки ОЯТ. Основными задачами ВТО являются отделение топливной композиции от фрагментов оболочек ТВЭЛ и перевод нитридов делящихся материалов (ДМ) и продуктов деления (ПД) в оксиды. Для дальнейших операций переработки предпочтительным является форма UO_2 и PuO_2 .

Если у плутония основная стабильная оксидная форма – PuO_2 , то нитрид урана, при окислении сухими, кислородсодержащими смесями переходит в U_3O_8 и UO_3 [1]. Получить двуокись урана можно, если в качестве окислителя использовать влагу.

На синхронном термоанализаторе NETZSCH Jupiter F3 с парогенератором была изучена кинетика окисления прессованного мононитрида урана UN влажным аргоном. В качестве образцов выступали фрагменты UN массой 1 ± 0.1 грамм с площадью поверхности $\sim 1 \text{ см}^2$.

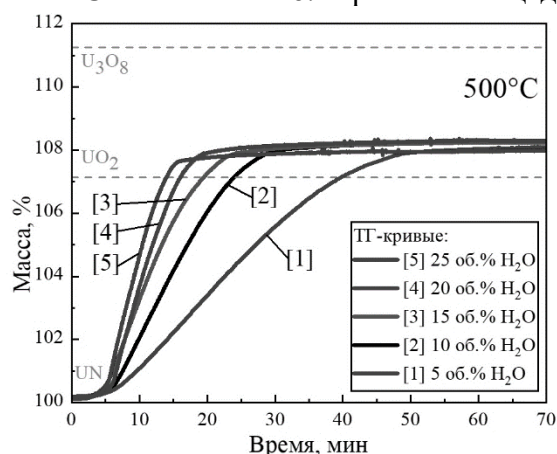


Рисунок 1. Кинетические кривые окисления UN влажным аргоном с разной концентрацией воды в составе газовой смеси

На графике пунктирной линией нанесены теоретические изменения масс при переходе $\text{UN} \rightarrow \text{UO}_2$ и $\text{UN} \rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$ равные +7.14 и +11.24% соответственно. Изменение массы образца в ходе окисления составило 7.9–8.2%. По результатам рентгенофазового анализа полученного порошка было установлено наличие одной фазы UO_2 . Порошок на 92.8 мас.% состоит из частиц крупностью меньше 50 мкм. Остальные 7.2 мас.% – это частицы крупностью от 50 до 100 мкм.

Окисление влагой может быть использовано в технологическом процессе ВТО для получения диоксида урана. Дальнейшая работа подразумевает проверку режимов на смешанном нитридном уран-плутониевом модельном ядерном топливе (СНУП МЯТ) и на реальном ОЯТ.

Литература

1. V.G. Goncharov, J. Liu, A. van Veelen et al. Energetics of oxidation and formation of uranium mononitride, Journal of nuclear materials, 2022, **569**, 774.

ПРИМЕНЕНИЕ ЦЕОЛИТА СТРУКТУРНОГО ТИПА NaY ДЛЯ АДСОРБЦИОННОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ Sr-90 И ПОСЛЕДУЮЩЕЙ ИММОБИЛИЗАЦИИ МЕТОДОМ ИСКРОВОГО ПЛАЗМЕННОГО СПЕКАНИЯ**Ринчинова В.Б., Шичалин О.О., Иванов Н.П., Проваторова В.В.***Дальневосточный федеральный университет, 690922, Владивосток, п. Аякс 10,
e-mail: rinchinova.vb@dvfu.ru*

Радиоактивный изотоп стронция представляет серьезную экологическую проблему из-за высокой растворимости в воде и долгого периода полураспада. Среди различных сорбентов, применяемых для извлечения радионуклидов, цеолиты выделяются своими уникальными свойствами. Цеолиты обладают характерной пористой структурой и высокой ионной обменной способностью, что делает их идеальным материалом для очистки сточных вод и радиоактивных отходов.

Предполагаемый процесс иммобилизации радионуклидов стронция с использованием цеолита NaY включает сорбционное насыщение порошкообразного сорбента с растворами, содержащими радионуклиды. Технологическая схема обращения с ионами Sr^{2+} накладывает ограничения на сорбционные характеристики и механизм адсорбции. Нежелательны реакции поверхностного осаждения, так как это может помешать эффективному включению радионуклидов в керамическую матрицу при спекании. В рамках работы был проведен анализ механизма адсорбции ионов стронция на цеолите NaY методом РФЭС и EXAFS с использованием СИ.

Совокупность данных РФЭС и EXAFS указывает на два основных механизма адсорбции: ионный обмен с замещением Na^+ на Sr^{2+} в кристаллической решетке цеолита и поверхностное комплексообразование с координацией гидратированных комплексов стронция к отрицательно-заряженным областям поверхности цеолита. Сохранение кристаллической структуры алюмосиликатного каркаса после адсорбции Sr^{2+} по данным РФА и ПЭМ подтверждает доминирующий характер указанных процессов. Отсутствие значительного изменения формы частиц и агломератов по данным ПЭМ и РЭМ указывает, что поверхностное осаждение стронция в виде карбонатных соединений также не характерно в данном случае.

Метод искрового плазменного спекания применен для создания керамических матриц на основе цеолита NaY. Было исследовано влияние температуры спекания на фазовый состав и структуру получаемой керамики. Данные РФА и EXAFS указывают на разрушение кристаллической структуры цеолита при спекании. При 800 °C формируется ближнеупорядоченная стронций-содержащая алюмосиликатная фаза, при 900 °C – смешанная структура (полевой шпат $\text{Sr}(\text{Na})\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_8$ и аморфная фаза), а при 1000-1100 °C – кристаллизация целевой фазы полевого шпата $\text{Sr}(\text{Na})\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_8$. По данным РЭМ можно заключить, что увеличение температуры спекания улучшает однородность и уменьшает количество дефектов в структуре керамики.

Исследование выполнено в рамках Государственного задания № FZNS-2024-0013, тема: «Спектроскопия рентгеновского поглощения на источниках синхротронного излучения для направленного химического синтеза функциональных материалов, востребованных в атомной промышленности».

НАПРАВЛЕННЫЙ ПОИСК МАТРИЦ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, СОДЕРЖАЩИХ ЭВТЕКТИКИ ГАЛОГЕНИДОВ

Рубцов И.Д., Королев В.В., Митрофанов А.А., Петров В.Г.

Московский государственный университет имени М. В. Ломоносова,
Москва, Ленинские горы 1
e-mail: rubtsov.ivan3791@gmail.com

По общему согласию всех стран, использующих атомную энергию, наиболее эффективным и безопасным подходом к обращению с ядерными отходами является долгосрочное глубокое захоронение в специальных матрицах. Однако универсального подхода к выбору материала для матриц не существует. Как было показано, методы машинного обучения могут значительно ускорить расчеты практически значимых свойств по сравнению с расчетами из первых принципов, а также упростить поиск новых функциональных материалов, особенно в задачах, в которых ограничено применение конвенциональных материалов [1].

Таким образом, целью работы является осуществление направленного поиска оптимальных матриц для иммобилизации радиоактивных отходов жидко-солевого реактора, содержащих эвтектики галогенидов, усложняющих классические способы захоронения [2].

С использованием нейросетевой архитектуры CrabNet [3] были обучены модели для прогнозирования механических свойств материалов, температуры плавления и энергии образования (рис. 1а). На основе обученных моделей и физико-химических критериев отбора выявлены перспективные составы матриц для иммобилизации ионов Cs и Li. Среди полученных составов перспективными являются соединения в системе Li-Cs-Mg-F, демонстрирующие подходящие механические свойства и низкую температуру плавления. Были получены соединения $\text{CsLiMg}_2\text{F}_6$ и NaMgF_3 (минерал нейборит) твердофазным синтезом в муфельной печи. Для NaMgF_3 предел прочности на сжатие (рис. 1б), удовлетворяет требованиям нормативных правил ($\sigma_{\text{п}} \geq 41$ МПа).

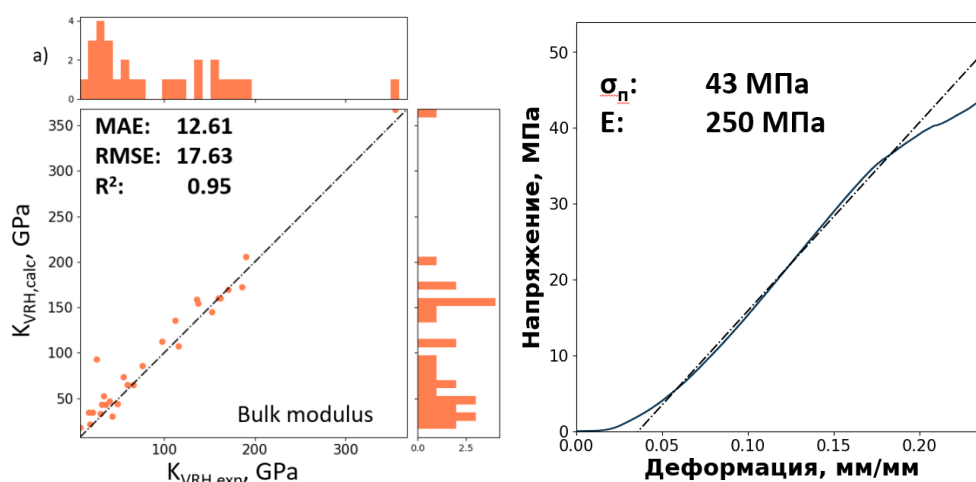


Рисунок 1. а) Зависимость предсказанных значений модуля сжатия от экспериментальных, б) результат проведения механических испытаний

Литература

1. Noh J. et al. *Machine-enabled inverse design of inorganic solid materials: promises and challenges* // Chem Sci. 2020. Vol. 11, № 19. P. 4871–4881.
2. Kulikova S. A. et al. *Perspective compounds for immobilization of spent electrolyte from pyrochemical processing of spent nuclear fuel* // Applied Sciences. – 2021. – Т. 11. – №. 23. – С. 11180.
3. Wang A.Y.-T. et al. *Compositionally restricted attention-based network for materials property predictions* // NPJ Comput Mater. 2021. Vol. 7, № 1. P. 77.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ДОЛГОСРОЧНОГО ПОВЕДЕНИЯ МАТРИЦ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ Sr-90

Руденко М.А., Митрофанов А.А..

*Химический факультет МГУ имени М.В. Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы 1.
e-mail: mikhail.rudenko@chemistry.msu.ru*

Иммобилизация радиоактивных отходов (РАО) представляет собой фундаментальный процесс в ядерной энергетике, обеспечивающий экологическую безопасность посредством предотвращения миграции радионуклидов в окружающую среду. В России, где ядерная энергетика активно развивается, эта задача приобретает стратегическое значение в контексте устойчивого развития отрасли. Основной целью иммобилизации является разработка комплексной защиты, в том числе и матричных материалов, способных надежно изолировать радионуклиды на геологических временных масштабах, что требует исключительной химической, радиационной и механической стабильности. В данной работе была исследована возможность применения межатомных нейросетевых потенциалов для моделирования долгосрочной стабильности матриц для иммобилизации ^{90}Sr .

Из базы данных “Materials Project”, содержащей более 100000 кристаллических структур, были отобраны потенциально пригодные для иммобилизации. Затем с использованием межатомных нейросетевых потенциалов (в том числе chgnet [1]) была смоделирована их устойчивость через длительное время. Моделирование производилось замещением атомов Sr на атомы Zr, соответствующим распаду ^{90}Sr (28,8 лет) $\rightarrow$ ^{90}Y (64,1 часа) $\rightarrow$ ^{90}Zr . Влияние промежуточного образования иттрия на прочность матриц также было исследовано. Помимо этого, был рассмотрен случай внедрения атомов Zr в позиции, не соответствующие позициям Sr.

Моделирование производилось созданием суперячейки и последовательным замещением определенного количества случайно выбранных атомов стронция, с последующей оптимизацией геометрии структуры. Благодаря чему удалось воссоздать процесс радиоактивного распада и сопоставить степень замещения со временем, прошедшим с момента захоронения. Стабильность матриц исследовалась по изменению объема, напряжения и сил, действующих на атомы.

В результате был определен ряд структур, потенциально обладающих благоприятными для долгосрочного захоронения свойствами.

Литература

1. Bowen Deng, Peichen Zhong, KyuJung Jun, Janosh Riebesell, Kevin Han, Christopher J. Bartel and Gerbrand Ceder. Nature Machine Intelligence 5 (2023) 1031-1041.

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

ГАЛЬВАНИЧЕСКИЕ ПОКРЫТИЯ ДЛЯ СТАЛЬНЫХ КОНТЕЙНЕРОВ И ИХ УСТОЧИВОСТЬ В УСЛОВИЯХ ПГЗРО

**Абрамова Е.С., Трипачев О.В, Клещева С.В.,
Кузов А.В, Сафонов А.В.**

*“Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской Академии
Наук, 119991, Москва, Ленинский проспект 31.к4,
e-mail: alexeysafonof@gmail.com*

В российской концепции захоронения в качестве основного материала для изготовления такого контейнера рассматривается углеродистая сталь марки Ст3, которая обладает рядом преимуществ, среди которых пластичность и невысокая стоимость. Однако, этот тип стали имеет низкую химическую устойчивость в водных средах. Поэтому разработка антикоррозионных покрытий для увеличения срока службы контейнера является актуальной задачей. Одним из перспективных способов антикоррозионной защиты является нанесение покрытий из инертных металлов и их соединений гальваническим методом, поскольку он не требует высоких температур и дает возможность инструментального контроля толщины защитного слоя.

В работе представлены результаты исследования антикоррозионных характеристик металлических покрытий стали на основе кадмия, цинка, меди и никеля, фосфора, полученных гальваническим методом, в модельных условиях участка «Енисейский».

Наиболее перспективными оказались покрытия на основе Cd и Zn. Отмечено, что нанесение медного покрытия, как в чистом виде, так и в сочетании с оксидом кремния (композиционное электрохимическое покрытие) приводит к образованию гальванической пары Cu-Fe, что может являться причиной нестабильности материала в условиях ПГЗРО. Для нанесения медных гальванических покрытий необходимо подбирать оптимальную толщину покрытия и его плотность. Для всех покрытий биологический вклад в коррозию поверхности был минимален, так как кадмий, никель, цинк, медь относят к группе тяжёлых металлов, проявляющих токсический эффект по отношению к микроорганизмам.

ВЛИЯНИЕ ЭВОЛЮЦИИ БЕТОНА НА СОРБЦИЮ Np(V)

**Семенкова А.С.,^а Меньшикова-Тонян И.Р.,^а Власова И.Э., Кузенкова А.С.,^а
Япаскерт В.О.,^а Тригуб А.Л.,^б Романчук А.Ю.,^а Калмыков С.Н.^а**

^а*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Ленинские горы, д. 1, стр. 3, Москва, 119991, Россия*

^б*Национальный исследовательский центр Курчатовский институт, площадь Академика
Курчатова, 1, Москва 123182, Россия
e-mail: semenkova.radiochem@gmail.com*

Исследование процессов сорбции актинидов на материалах инженерных барьеров является важнейшим аспектом оценки долгосрочной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов. Бетон, как основной конструкционный материал, играет важную роль в удержании радионуклидов внутри системы изоляции. Кроме того, бетон может быть использован как материал буферного барьера. Изучение механизмов взаимодействия радионуклидов с бетон-содержащими материалами позволяет определить эффективность барьеров безопасности и спрогнозировать скорость миграции радионуклидов.

Целью работы является исследование сорбционных свойств бетонных смесей по отношению к $^{237}\text{Np(V)}$. Для оценки влияния структурного состояния бетона на его сорбционные свойства исследованию подвергались как образцы ненарушенного сложения, так и измельчённые порошки. Для оценки стабильности сорбционных характеристик бетона эксперименты были проведены также на образцах, подвергшихся предварительному старению по ГОСТ 10060-2012. Образцы сначала насыщались в 5% растворе NaCl, потом проходили циклы замораживания и оттаивания.

Для экспериментов использовался модельный состав, имитирующей по составу инфильтрационные дождевые воды с учетом их взаимодействия с почвами (поступление в воду растворенного органического вещества) и противофильтрационным экраном (бентонитом). Был проведён анализ химического состава вытяжек из образцов бетонных смесей. Были проведены также эксперименты на отдельных компонентах бетона: таумассите и гидротальките, как потенциальных продуктов эволюции бетона.

Наблюдалась практически количественная сорбция Np(V) на использованных в работе бетонах, в том числе и подвергнутых предварительному старению. Высокие значения сорбции нептуния могут быть обусловлены протеканием окислительно-восстановительных реакций, а также сорбцией и соосаждением с кальцитом и другими соединениями. Для определения механизма взаимодействия была использована спектроскопия рентгеновского поглощения, которая доказала, что нептуний остается пятивалентным после взаимодействия как с бетоном, так и с его отдельными компонентами. Исследование методом радиографии распределения Np(V) на образцах ненарушенного сложения показало локальное концентрирование в крупных порах и на мелких включениях на поверхности образца, без существенной диффузии внутрь.

Работа выполнена в рамках договора № 319/5182 и при финансовой поддержке РФФ, грант 25-23-00255.

РАДИОХИМИЧЕСКИЙ МЕТОД ХАРАКТЕРИЗАЦИИ ИСТОРИЧЕСКОГО ОЯТ

Громов Н.Н., Волкович А.Г., Симирский Ю.Н., Степанов А.В., Лемус Д.А.,
Капустянский И.И.

НИЦ «Курчатовский институт» 123182, Москва, площадь Ак. Курчатова, д.1
e-mail: Simirskiy_YN@nrcki.ru

Особенностью исторического ОЯТ исследовательских реакторов НИЦ «Курчатовский институт» является наличие экспериментальных ТВЭЛов с топливом, представляющим гранулы диоксида урана, включенные в матрицу из металлического магния или алюминия. Данные металлы проявляют высокую химическую активность, взаимодействуя с кислотами с выделением газообразного водорода, что накладывает дополнительные требования на технологию переработки такого ядерного топлива. Таким образом, при подготовке топлива к вывозу для переработки необходимо не только определить его обогащение, но и провести анализ химического состава экспериментального топлива.

Для разработки методики характеристики ОЯТ использовали модельные образцы топлива с интерметаллическими топливными матрицами и топливной матрицей на основе диоксида урана. Предложенная методика основана на различии в химической активности металлов матрицы (магний или алюминий) и материала ядерного топлива (металлический уран, диоксид урана и т.д.). Магний и алюминий, являющиеся химически активными, легко растворяются в 50%-ной соляной кислоте, в отличие от урана и диоксида урана. Исследуемую пробу 40-50 мг состоящую из металла матрицы, ядерного топлива и материала оболочки, обрабатывали 50%-ной соляной кислотой. Раствор, содержащий соли магния или алюминия, отделяли от твердого осадка и выпаривали досуха.

Сухой остаток растворяли в 3-5 мл дистиллированной воды. Для определения алюминия использовали высокочувствительную реакцию с ализарином (1,2-диоксиантрахиноном), а для определения магния – реакцию с магнезоном ХС (натриевая соль 2-гидроксис-5-хлор-3-(2-гидроксис-1-нафтилазо-бензолсульфокислоты). Предел обнаружения 0,5 мкг.

Твердый осадок (10-20 мг) растворяли в 5 мл горячей концентрированной азотной кислоты. Раствор испаряли, сухой остаток растворяли в 10 мл 5М раствора азотной кислоты и отбирали аликвоту, содержащую 0.1-0.3 мг урана. Объем аликвоты довели до 10 мл 5М азотной кислотой и дважды экстрагировали уран 4 мл 30%-ного раствора ТБФ в толуоле. Полученный после рекстракции урана раствор испаряли, сухой остаток растворяли в 0,5 М азотной кислоте и осаждали уран на катод из нержавеющей стали [1]. Суммарный химический выход урана составлял 60-65%. Измерение альфа-спектров проводили на вакуумном спектрометре Alpha Analyst Spectrometer фирмы Canberra с полупроводниковым кремниевым детектором. Обогащение ядерного топлива рассчитывали как отношение количества урана-235 в топливе к сумме всех изотопов урана по массе.

Литература

1. Степанов А.В., Симирский Ю.Н., Сёмин И.А., Волкович А.Г. «Экспресс метод анализа радиоактивных отходов на присутствие компонентов топливной матрицы.» - Радиохимия, 2016. Т. 58. № 3, С. 302-304

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ «Курчатовский институт».

РАЗДЕЛЕНИЕ КОМПОНЕНТОВ ОЯТ ВТГР ГРАВИТАЦИОННОЙ ОТСАДКОЙ

Ворошилов Ф.А., Симонов К.А.

ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет»,
Россия, 634050, г. Томск, проспект Ленина, д. 30
e-mail: kas85@tpu.ru

Обеспечение экологичности процессов атомной промышленности является одним из самых приоритетных направлений науки и техники. Атомная промышленность, хоть и считается очень экологичной, на самом деле имеет ряд решаемых проблем: переработка отработавшего ядерного топлива, отходов обогащения урана, добывающей и перерабатывающей промышленности. Одной из перспективных установок является ВТГР (высокотемпературный газоохлаждаемый реактор). Государственной корпорацией «Росатом» проектируется атомная энерготехнологическая станция (АЭТС) суммарной мощностью до 800 МВт, включающая в себя реакторы типа ВТГР [1].

Отличительной особенностью реакторов типа ВТГР является использование шарообразных твэлов из диоксида урана, покрытых графитовой или пироуглеродной оболочкой [2]. В ходе ядерных превращений оболочки твэлов накапливают углерод-14, требующий переработки с непопаданием в окружающую среду. Для этого предлагается использовать мокрые гравитационные способы очистки, обеспечивающие отсутствие пылеуноса из системы. Отработанное ядерное топливо представляет собой механическую смесь шаров из диоксида урана, покрытых снаружи слоем пироуглерода, диаметром 0,8-1,0 мм [3] и графитовой крупки. Компоненты этой смеси могут быть разделены гравитацией за счёт разницы в плотности топливных брикетов (3,5-5,0 г/см³) и графита (2-2,3 г/см³).

Для разделения компонентов ОЯТ ВТГР спроектирована и сконструирована однокамерная отсадочная машина. В отличие от существующих лабораторных образцов, текущая машина имеет производительность по ОЯТ до 2,0 кг/час, малогабаритна, обладает возможностью тонкой настройки амплитуды и частоты колебаний уровня воды. Производительность промышленных образцов в десять раз больше. На сконструированной отсадочной машине проведён подбор оптимальной амплитуды и частоты колебаний уровня воды в машине, размер ячеек в зоне разделения.

Литература

1. Александр Южанин Атомный водород / Александр Южанин [Электронный ресурс] // ВЕСТНИК АТОМПРОМА : [сайт]. — URL: <https://atomvestnik.ru/2022/12/26/atomnyj-vodorod/?ysclid=mazlynzxvu37589460> (дата обращения: 22.05.2025).
2. Гребенник В. Н., Кухаркин Н. Е., Пономарев-Степной Н. Н. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы — инновационное направление развития атомной энергетики. — М. : Энергоатомиздат, 2008. — 134 с. : ил. — (Физико-технические проблемы ядерной энергетики). — Библиогр.: с. 126—134.
3. Ольга Ганжур Как делают микротопливо для высокотемпературного реактора / Ольга Ганжур [Электронный ресурс] // СТРАНА РОСАТОМ : [сайт]. — URL: https://strana-rosatom.ru/2022/07/29/kak-delajut-mikrotoplivodlya-vysokote/#p2025.05.22_16.58.03 (дата обращения: 22.05.2025).

ПРОФИЛЬ ПУНКТА РАЗМЕЩЕНИЯ ОСОБЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ УРАНОВОГО ПРОИЗВОДСТВА

Скрипченко С.Ю., Титова С.М., Наливайко К.А., Рычков В.Н.

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,
620062, Екатеринбург, Мира 19,
e-mail: sergey.scripchenko@urfu.ru*

В настоящее время ведется активная разработка проектов, нацеленных на усиление мер защиты действующих хвостохранилищ твердых радиоактивных отходов (РАО) предприятий урановой промышленности и ликвидацию объектов хранения, выведенных из эксплуатации. Последнее направление включает в себя в том числе и переработку отходов хвостохранилищ, при этом не только с целью снижения антропогенной нагрузки предприятий на окружающую среду, но и для возврата в ядерно-топливный цикл содержащегося в них урана. Одним из таких проектов является осуществляемая специалистами УрФУ разработка технологии переработки твердых радиоактивных отходов хвостохранилища № 1 АО «ЧМЗ» (г. Глазов). Данный объект хранения на сегодняшний день имеет статус пункта размещения особых РАО. Хвостохранилище № 1 было построено в 1951 г. для нужд уранового производства предприятия и полностью выведено из эксплуатации в 1980 г. Оно состоит из трех карт общей площадью 36,9 га. На его территории находится более 1,5 млн куб. м твердых РАО. Для конкретизации подходов к переработке данных отходов и оценки возможности извлечения из них урана в первую очередь была осуществлена процедура опробования твердых РАО, включавшая в себя их исследования с применением комплекса физико-химических методов анализа. Это позволило установить минералогический и химический составы отходов, определить профиль хвостохранилища, мощность верхнего защитного грунта и твердых РАО. Результаты проведенных исследований представлены в данной работе.

Согласно полученным данным, на территории хвостохранилища № 1 АО «ЧМЗ» находятся твердые РАО четырех типов. К первому типу принадлежат шламы уранового производства, состоящие в основном из гипса (58-88 масс. %). Они размещены на территории карт 1 (глубина 3-7 м) и 2 (глубина от 3,5-4,5 до 7 м). Ко второму типу относятся отходы уранового производства, состоящие на 81-89 масс. % из диоксида кремния. Они находятся в пределах карты 3 (глубина 4-7 м). Шламы кальциевого производства, расположенные в южной части карты 2 и на территории карты 3 выше урановых отходов, принадлежат к третьему типу твердых РАО. Основу их составляет кальцит (60-95 масс. %). К четвертому типу твердых РАО относятся шламы циркониевого производства. Они преимущественно состоят из карбоната кальция (53-67 масс. %) и фторида кальция (23-32 масс. %) и находятся в северной части карты 2 над слоем урановых отходов. Мощность верхнего экранирующего слоя грунта хвостохранилища составляет 3-3,5 м, более чем на 59 масс. % он состоит из кварца. Уран содержится во всем объеме отходов хранилища, а также в грунте защитного слоя, и сконцентрирован неравномерно. Среднее его содержание в зависимости от локации составляет от 0,006 до 0,5 масс. %. В шламе уран присутствует и в составе основных компонентов, и в виде собственных минеральных фаз (уранофан-альфа, уранкалкарит, кальцийсодержащий уиксит). По содержанию урана отходы сопоставимы с бедными рудами, что делает их перспективным техногенным источником данного металла.

*Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 22-29-00846,
<https://rscf.ru/project/22-29-00846/>*

КОПИРУЮЩИЕ МАНИПУЛЯЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ ДЛЯ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Даляев И.Ю., Слободзян Н.С., Плешаков А.О., Сергеев А.В.

*ФГАНУ «Центральный научно-исследовательский и опытно-конструкторский институт
робототехники и технической кибернетики» (ЦНИИ РТК),
194064, Россия, Санкт-Петербург, Тихорецкий пр., 21,
e-mail: n.slobodzyan@rtc.ru*

Копирующие манипуляционные системы в радиохимических исследованиях — ключ к повышению безопасности и эффективности работы с высокоактивными материалами. Типовые задачи в радиохимии включают отбор и дозирование проб, манипуляции, упаковку и транспортировку радиоактивных отходов. Критичной является задача создания манипуляторов, позволяющих выполнять как поступательные, так и вращательные движения, обеспечивать многопозиционный захват и выдерживать высокую радиационную нагрузку.

Исторически отечественная школа прошла путь от шпаговых захватов к тросовым манипуляторам (М-22, М-31) и системам с вложенными валами (МЭМ-10), постепенно добившись более высокой точности и надёжности, лучшей эргономики. Современные копирующие манипуляционные системы дополняются активными приводами и обеспечивают возможность масштабирования усилий, что повышает универсальность и комфорт оператора. В мировой практике активно внедряются решения с обратной тактильной связью и частичной автоматизацией, что снижает физическую и когнитивную нагрузку на человека при выполнении сложных технологических операций. Перспективы развития заключаются в переходе от чисто копирующих систем к комбинированным интерактивным комплексам с интеллектуальными модулями, системами технического зрения и радиационно-стойкими двигателями и датчиками. Такие решения позволяют оператору дистанционно контролировать критичные участки процесса и частично либо полностью автоматизировать ряд рутинных операций. Цифровые двойники помогают оптимизировать проектирование, а и искусственный интеллект облегчают работу с непредвиденными ситуациями.

В ЦНИИ РТК активно ведутся работы, направленные на создание конкурентоспособных манипуляционных систем нового поколения в рамках инициативных и заказных проектов для предприятий Госкорпорации «Росатом» [1–3]. Развитие данного направления позволит существенно повысить уровень безопасности радиохимических производств и обеспечить лидерские позиции отечественной промышленности на мировом рынке.

Литература

1. Роботизация пирохимической технологии переработки ОЯТ / И. Ю. Даляев, В. М. Копылов, А. А. Трутс [и др.] // Экстремальная робототехника. – 2022. – № 1(33). – С. 430-435.
2. Перспективные способы герметизации мест установки манипуляторов для горячих камер / В. М. Копылов, А. О. Плешаков, К. О. Мелехина, А. В. Лопота // Робототехника и техническая кибернетика. – 2025. – Т. 13, № 2. – С. 143-150.
3. Системы управления двустороннего действия для копирующих манипуляторов / Н. С. Слободзян, В. Д. Грагерт, Ю. А. Жуков, М. И. Надежин // Молодёжь. Техника. Космос : Труды пятнадцатой общероссийской молодёжной научно-технической конференции. – Санкт-Петербург: БГТУ «ВОЕНМЕХ» и.м. Д. Ф. Устинова, 2023. – С. 160-164.

Работа выполнена в рамках проекта «Создание технологии проектирования и изготовления электромеханических манипуляционных систем двустороннего действия для работы в высоких полях ионизирующего излучения» (FNRG-2025-0014) 1024061000015-8-2.2.2 в рамках государственного задания № 075-00553-25-02 от 28.03.2025.

РАДИОМЕТРИЧЕСКИЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ ОБОГАЩЕНИЯ ИСТОРИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА.

Потапов В.Н., Смирский Ю.Н., Семенов С.Г., Степанов А.В., Степанов В.Е.,
Громов Н.Н., Лемус Д.А.

НИЦ «Курчатовский институт»,
123182, Москва, площадь Ак. Курчатова, д.1
e-mail: Stepanov_A@nrcki.ru

Для определения обогащения ядерного топлива можно использовать радиометрический метод. Определение обогащения ядерного топлива сводится к определению скоростей счета n_i в пиках полного поглощения излучения радионуклидов урана-235(185 кэВ) и урана-238(1001кэВ). Активности радионуклидов определяли по формуле:

$$A_i = C_{ki} n_i (1),$$

где C_{ki} – калибровочный коэффициент для i -го радионуклида в образце, значение которого определяется выбором детектора и геометрией измерения. Активность i -го радионуклида определяет число его атомов в образце

$$N_i = \frac{A_i}{\lambda_i} (2),$$

где λ_i – постоянная распада, $\lambda_i = \frac{\ln 2}{T_{1/2}^i}$, $T_{1/2}^i$ – период полураспада i -го радионуклида.

Для радионуклидов уран-235 и уран-238 периоды полураспада $T_{1/2}^{U235}$ и $T_{1/2}^{U238}$ равны $7,04 \times 10^8$ и $4,47 \times 10^9$ лет соответственно.

Обогащение топлива рассчитывали по формуле

$$\chi = \frac{N_{U235}}{N_{U235} + N_{U238}} (3).$$

Были измерены γ -спектры образцов с неизвестным обогащением на спектрометрической установке CyoPulse с детектором ОЧГ фирмы Canberra. Использовали образцы с массой несколько миллиграммов.

Обогащение исследуемых образцов ядерного топлива рассчитывали без учета самопоглощения γ -излучения в образце и с учетом последнего. Количественную оценку влияния самопоглощения осуществляли в следующем приближении. Рассматривали образец цилиндрической формы, при этом соотношение высоты цилиндра к радиусу принимали равным 16%, т.е. $h_{об} \approx 0.163 \cdot R_{об}$. Принимали, что в образце цилиндрической формы равномерно распределены атомы урана-235 и урана-238.

Показано, что, в пределах ошибки измерений, учет самопоглощения не влияет на измеренную величину обогащения ядерного топлива.

Отмечено, что в случае ОЯТ, в котором присутствуют продукты деления, формирующие в γ -спектре значительную фоновую подложку, количественная оценка значений скоростей счета в пиках полного поглощения излучения уран-235 и уран-238 затруднена.

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ «Курчатовский институт».

ИЗУЧЕНИЕ ФОРМ НАХОЖДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА NI-63 В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ, ИМИТИРУЮЩИХ ЖИДКИЕ РАДИОАКТИВНЫЕ СРЕДЫ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

**Торопова В.В., Зарубо А.М., Радкевич А.В., Вороник Н.И.,
Щеблецова А.Н., Дашук Е.М., Нагула. П.К.**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси, Республика Беларусь, 220109, г. Минск, а/я 119
e-mail: vtoropova@sosny.bas-net.by*

Методом ионного обмена, ультрафильтрации и центрифугирования определены условия образования и границы существования ионных и неионных форм Ni-63 в растворах в среде анионов, обладающих различной комплексообразующей способностью (NO_3^- , NH_4^+ , SO_4^{2-}), изучено влияние борной кислоты с концентрацией 5 г/дм³; борной кислоты с концентрацией 1 г/дм³ и комплексообразователей (оксалат 0,5 г/дм³, ЭДТА 0,1 г/дм³) при их совместном присутствии на состояние Ni-63 в растворах, установлены формы нахождения Ni-63 в среде электролита для электролитно-плазменной обработки (далее ЭПО) металлических деталей и отработавшем растворе электролита

Показано, что в растворах борной кислоты в интервале pH 3–9 Ni-63 находится в виде положительно заряженных форм, с ростом pH $\geq 9,5$ образуются отрицательно заряженные соединений никеля как в результате гидролиза катиона, так и в результате комплексообразования с отрицательно заряженными полиядерными соединениями борной кислоты. В присутствии комплексообразователей радионуклид Ni-63 образует в основном отрицательно заряженные комплексы с ионами этилендиаминтетрауксусной кислоты.

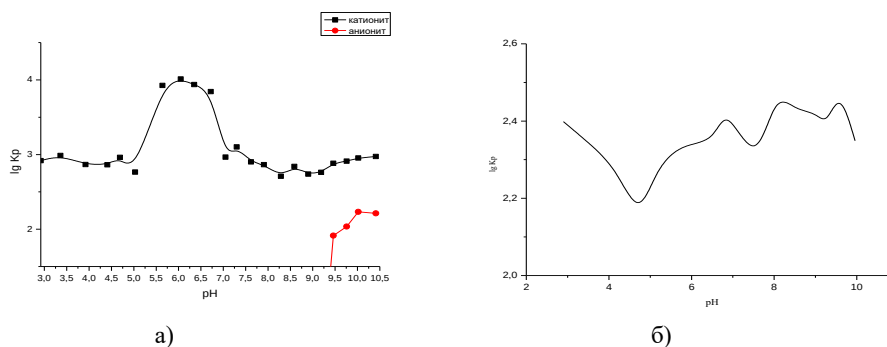


Рисунок 1. Зависимость коэффициента распределения радионуклида $^{63}\text{Ni(II)}$ на катионите и анионите в зависимости от pH раствора: а) концентрация H_3BO_3 – 5 г/дм³; б) концентрация H_3BO_3 1 г/дм³; $\text{C}_2\text{O}_4^{2-}$ – 0,5 г/дм³; ЭДТА – 0,1 г/дм³ при их совместном присутствии; анионит в BO_3^{3-} -форме

В присутствии SO_4^{2-} -ионов в интервале pH 4–9 возможно образование комплексных заряженных частиц никеля $(\text{NiOH})\text{SO}_4^-$, с ростом pH > 6 в растворе образуются псевдоколлоиды и, далее при pH > 6 гидроксокомплексы Ni(II), которые, как задерживаются полупроницаемой мембраной, так и осаждаются при центрифугировании. Характер поведения Ni-63 в растворе электролита для ЭПО аналогичен поведению в растворе H_2SO_4 – при pH 8,0 $^{63}\text{Ni(II)}$ образует сульфат-аммонийные комплексы, которые задерживаются мембраной, но не осаждаются при центрифугировании. В отработавшем растворе электролита в присутствии Fe(III) задержание Ni-63 возрастает до 90 % при pH 8 и снижается падает до 60 % при pH 9. Наблюдаемые эффекты связаны с одновременным присутствием как ионных, так и неионных форм ^{63}Ni в растворе, а также образованием смешанных комплексов Fe(III)-Ni(II).

ВЛИЯНИЕ СОСТАВА НАТРИЙ-АЛЮМО-ЖЕЛЕЗОФОСФАТНОГО СТЕКЛА НА ЕГО УСТОЙЧИВОСТЬ К ВЫЩЕЛАЧИВАНИЮ**Фими́на С.А., Белова К.Ю., Винокуров С.Е.**

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН,
119991, Москва, ул. Косыгина 19,
e-mail: kulikova.sveta92@mail.ru*

Эффективное и безопасное обращение с радиоактивными отходами (РАО) является одной из важнейших задач, стоящих перед атомной отраслью. Как известно, наибольшую опасность представляют высокоактивные отходы (ВАО), образующиеся при переработке отработавшего ядерного топлива. Остекловывание является единственным методом отверждения ВАО, доведенным в настоящее время в России до промышленного применения. На ФГУП «ПО «Маяк» принято к использованию натрий-алюмофосфатное стекло, которое получали в промышленном масштабе до 2020 г. В 2028 г. на предприятии планируется запуск нового комплекса остекловывания, универсального по составу отверждаемых жидких ВАО и включающего два удаляемых плавителя на алюмофосфатном стекле¹. При этом следует отметить, что остается актуальной задача остекловывания ВАО, накопленных за прошлые периоды деятельности предприятия и содержащих высокое количество железа и переходных металлов. Так, ранее нами была показана эффективность натрий-алюмо-железофосфатного (NAFP) стекла состава, мол. %: $40\text{Na}_2\text{O}-(10\text{Al}_2\text{O}_3-10\text{Fe}_2\text{O}_3)-40\text{P}_2\text{O}_5$, близкого к базовому составу промышленного стекла ФГУП «ПО «Маяк», в котором железо эквивалентно замещает алюминий². При этом при отверждении накопленных высокосолевых отходов сложного химического состава, содержащих разновалентные металлы, состав получаемого стекла может отличаться от оптимального. Цель данной работы заключалась в уточнении допустимой вариации химического состава NAFP стекла, сохраняющего высокую устойчивость к выщелачиванию.

В работе исследовано влияние содержания структурообразующих компонентов NAFP стекла в системе $\text{Na}_2\text{O}-\text{Al}_2\text{O}_3-\text{Fe}_2\text{O}_3-\text{P}_2\text{O}_5$ на его фазовый состав, структуру и устойчивость к выщелачиванию при повышенной температуре, которая может быть достигнута при контакте стекла, содержащего тепловыделяющие радионуклиды, с грунтовыми водами в местах размещения отвержденных ВАО.

Установлено, что исследованные образцы в системах, мол. %: $40.0\text{Na}_2\text{O}-12.5\text{Al}_2\text{O}_3-12.5\text{Fe}_2\text{O}_3-35.0\text{P}_2\text{O}_5$; $35.0\text{Na}_2\text{O}-12.5\text{Al}_2\text{O}_3-12.5\text{Fe}_2\text{O}_3-40.0\text{P}_2\text{O}_5$ и $35.0\text{Na}_2\text{O}-10.0\text{Al}_2\text{O}_3-10.0\text{Fe}_2\text{O}_3-45.0\text{P}_2\text{O}_5$ представлены единственной аморфной стеклофазой и обладают высокой гидротермальной устойчивостью. Скорость выщелачивания Na и P из указанных образцов в результате полудинамического (на 28-е сутки) и динамического (на 10-е сутки) выщелачивания при 90 и 95°C соответственно составила около 10^{-5} г/(см²·сут), Al – в пределах $(2-10) \cdot 10^{-6}$ и $(0,6-2) \cdot 10^{-5}$ г/(см²·сут), соответственно, а Fe – в пределах $(7-12) \cdot 10^{-7}$ и $(0,4-3) \cdot 10^{-6}$ г/(см²·сут), соответственно. Таким образом, эти составы стекла выбраны для дальнейшего исследования кристаллизационной устойчивости стекла для подтверждения области стеклования для отверждения железосодержащих ВАО.

Литература

1. Ремизов М.Б. и др. *Радиоактивные отходы*, 2024, **1**, 35.
2. Стефановский С.В. и др. *Радиохимия*, 2015, **57**, 295.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 22-73-10202 (<https://rscf.ru/project/22-73-10202/>).

ВЛИЯНИЕ ВЛАЖНОСТИ ВОЗДУХА НА ДИНАМИЧЕСКУЮ АДсорбЦИЮ РАДОНА РАЗНЫМИ МАРКАМИ АКТИВИРОВАННОГО УГЛЯ

**Царикаев Б.В., Магомедбеков Э.П., Меркушкин А.О.,
Обручиков А.В., Покальчук В.С.**

ФГБОУ ВО «Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева»,
Россия, Москва, 125047, Миусская площадь, дом 9,
e-mail: tsarikaev.b.v@muctr.ru

Проблема радона носит глобальный характер, поскольку наиболее долгоживущий изотоп – ^{222}Rn – входит в естественное радиоактивное семейство ^{238}U и распространён практически повсеместно. Адсорбция радона активированными углями широко используется для снижения его концентрации в воздухе, а также для его предварительного концентрирования в целях мониторинга. Однако для разработки эффективной сорбционной системы необходимо иметь данные о влиянии внешних условий на сорбционную способность активированного угля. Большое влияние на адсорбцию радона активированными углями оказывает влажность воздуха.

Была исследована адсорбция радона на четырёх марках активированного угля в условиях различной влажности и температуры. Эксперименты проводили в динамическом режиме на специально разработанном стенде. Активированный уголь предварительно приводили в равновесие с потоком воздуха заданной влажности при температуре эксперимента. По результатам каждого эксперимента рассчитывали отношение константы Генри адсорбции радона из влажного воздуха к константе Генри для сухого воздуха при той же температуре ($K_{\text{влаж}}/K_{\text{сух}}$). Рисунок 1 иллюстрирует зависимость этого отношения от относительной влажности воздуха.

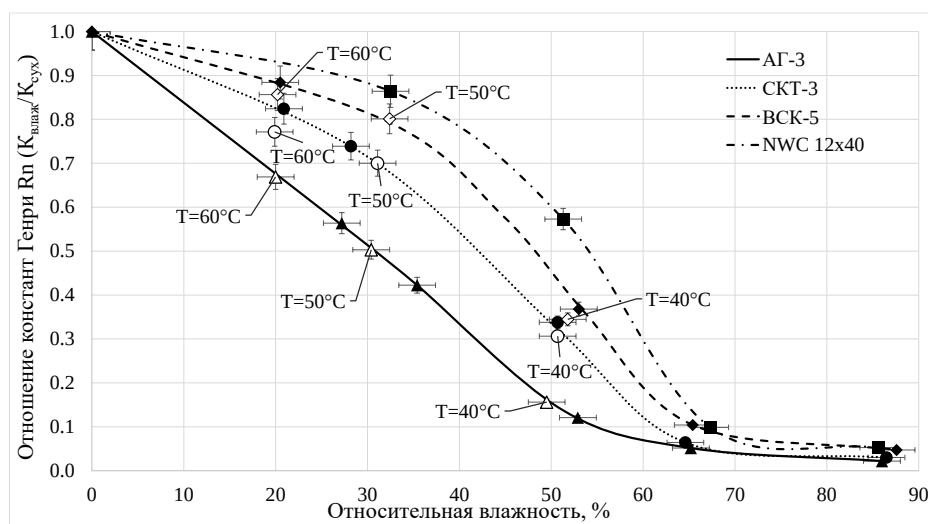


Рисунок 1. Зависимости отношения констант Генри адсорбции радона во влажном и сухом воздухе от влажности (закрашенные точки – 30°C, пустые точки – 40, 50, 60°C).

Показано, что в исследованном температурном диапазоне отношение $K_{\text{влаж}}/K_{\text{сух}}$ практически не зависит от температуры, а зависит только от относительной влажности воздуха – точки, полученные при температурах 40, 50 и 60°C в пределах экспериментальной погрешности ложатся на кривые, полученные в изотермических условиях при 30°C. Это даёт возможность прогнозировать влияние влажности на коэффициент адсорбции радона при произвольной температуре через его отношение к коэффициенту адсорбции из сухого воздуха при той же температуре.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНОГО КОМПАУНДА КАК ФОРМЫ ВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ Cm/PЗЭ ФРАКЦИИ**Чалышева Н.Д., Белова К.Ю., Фими́на С.А., Винокуров С.Е.**

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН,
119991, Москва, ул. Косыгина 19,
e-mail: tasha.chalysheva@gmail.com*

Ключевой стратегией обращения с высокоактивными отходами (ВАО), образующимися при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), и снижения объемов радиоактивных отходов (РАО), подлежащих захоронению, является их фракционирование [1]. В связи с высокой радиационной опасностью и предполагаемым значительным накоплением минорных актинидов предложено выделять из высокоактивного рафината фракцию америция, кюрия и редкоземельных элементов (РЗЭ), затем селективно отделять америций и направлять на дожигание (трансмутацию), а полученную фракцию РЗЭ и относительно короткоживущих изотопов кюрия выдерживать в приповерхностных хранилищах до превращения изотопов ^{243}Cm и ^{244}Cm в изотопы ^{239}Pu и ^{240}Pu , соответственно, которые могут быть возвращены в ядерный топливный цикл [2]. В этой связи особенно актуальными являются задачи по поиску стабильных матричных материалов для «распадного» (в течение до 100 лет) хранения таких отходов. Таким образом, цель данного исследования заключалась в апробации МКФ компаунда для кондиционирования имитатора Cm/PЗЭ фракции, включая определение его показателей качества.

В работе были синтезированы образцы компаунда, содержащие до 25 масс.% оксидов РЗЭ как имитатора Cm/PЗЭ фракции, в том числе исследовали влияние на свойства компаунда волластонита CaSiO_3 (FW-200) в количестве до 20 масс.%. Образцы получали путем отверждения раствора-имитатора, содержащего нитраты Nd(III) как имитатора Cm(III), а также других РЗЭ (La, Ce, Sm, Gd).

Установлено, что полученные образцы компаунда, содержащего до 20 масс.% оксидов РЗЭ, состоят из основной кристаллической фосфатной фазы $\text{MgKPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ (К-струвит) и фазы $\text{MgHPO}_4 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$ (ньюберит), которая является одной из промежуточных фаз, образующихся во время хранения образцов с последующим образованием К-струвита. Полученные компаунды, содержащие до 15 масс.% оксидов РЗЭ, обладают высокой устойчивостью к выщелачиванию матрицеобразующих компонентов и РЗЭ, а их прочность на сжатие, устойчивость к термическим циклам (30 циклов в диапазоне температур $-40 \dots +40^\circ\text{C}$) и водостойкость (после 90-дневного погружения в воду) соответствуют нормативным требованиям к отвержденным РАО (не менее 4,9 МПа). Скорость выщелачивания РЗЭ снижается при увеличении до 15 масс.% оксидов РЗЭ в компаунде и составляет на 28-е сутки контакта образцов с водой около $4 \cdot 10^{-6} \text{ г}/(\text{см}^2 \cdot \text{сут})$. Отмечено, что введение CaSiO_3 в состав МКФ компаунда приводит к повышению прочности на сжатие образцов, но не влияет на их устойчивость к выщелачиванию.

Таким образом, нами продемонстрирована возможность иммобилизации раствора-имитатора Cm/PЗЭ фракции с использованием МКФ компаунда.

Литература

1. Кашеев В.А. и др. *Радиоактивные отходы*, 2022, 2, 6.
2. Стефановский С.В. и др. *Физика и химия обработки материалов*, 2014, 2, 56.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 22-73-10202 (<https://rscf.ru/project/22-73-10202/>).

ВЛИЯНИЕ ДЕТОНАЦИОННЫХ НАНОАЛМАЗОВ НА ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И ВОДОУСТОЙЧИВОСТЬ МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНОГО КОМПАУНДА**Чалышева Н.Д., Белова К.Ю., Фими́на С.А., Винокуров С.Е., Мясо́едов Б.Ф.**

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН,
119991, Москва, ул. Косыгина 19,
e-mail: tasha.chalysheva@gmail.com*

Обеспечение радиационной и экологической безопасности при обращении с радиоактивными отходами (РАО) является одной из ключевых задач при развитии атомной энергетики. Особую радиоэкологическую опасность представляют РАО, содержащие долгоживущие радионуклиды, способные мигрировать в окружающую среду. Согласно принятой концепции о необходимости повышения уровня безопасности при обращении с РАО необходимо перевести все виды среднеактивных и высокоактивных РАО (САО и ВАО, соответственно) в твердые химически- и радиационно-стойкие матрицы для последующего временного контролируемого хранения или окончательного захоронения в приповерхностных или глубинных хранилищах. Ранее нами был предложен компаунд на основе магний-калий-фосфатной (МКФ) матрицы состава $\text{MgKPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, имеющий ряд ощутимых преимуществ перед промышленными матрицами для иммобилизации РАО – цементом и алюмофосфатным стеклом [1]. Данное исследование направлено на повышение эксплуатационных свойств МКФ компаунда путем введения наноалмазов (НА) детонационного синтеза.

В работе использовали коммерческие детонационные НА марки DND-STP (ФГУП «СКТБ «Технолог», Санкт-Петербург) в качестве эффективного сорбента для предварительного концентрирования актинидов и продуктов деления из растворов с последующим их отверждением в МКФ компаунд. Синтезированы образцы компаунда, содержащие до 5 масс.% НА. Кроме того, получены образцы, содержащие до 20 масс.% волластонита CaSiO_3 в качестве минерального модификатора компаунда.

Определены фазовый состав полученных образцов, их структура, пористость, прочность на сжатие и изгиб, а также устойчивость к выщелачиванию ^{239}Pu , ^{241}Am , ^{237}Np , U, Eu и матрицеобразующих компонентов Mg, K и P.

Отмечено, что для улучшения свойств образцов компаунда НА необходимо вводить в виде суспензии, тогда как введение сухих порошков НА ухудшает свойства получаемого компаунда. Установлено, что оптимальной степенью включения НА в МКФ компаунд является 1 масс.%. При этом прочность на сжатие и на изгиб компаунда увеличивается при снижении их пористости, а скорость и степень выщелачивания актинидов и продуктов деления из образцов уменьшаются.

Таким образом, показана перспективность практического применения наноалмазов детонационного синтеза при отверждении РАО, содержащих долгоживущие актиниды и продукты деления, в МКФ компаунд.

Литература

1. Винокуров С.Е., Куликова С.А. *Химическая промышленность сегодня*, 2019, 3, 34.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 24-13-00430 (<https://rscf.ru/project/24-13-00430/>).

РАДИОЛИТИЧЕСКАЯ ДЕГРАДАЦИЯ ЭКСТРАГЕНТОВ НА ОСНОВЕ ДИГЛИКОЛЬАМИДОВ ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ Am(III) и Eu(III)

Яблонский М.Д., Смирнова А.А.

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет,
119991, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 3
e-mail: maks618@mail.ru

Основными преимуществами ядерной энергетики являются низкий уровень выбросов CO₂, высокая энергоэффективность и независимость от климатических условий, что позволяет ей занимать 11% от общемирового производства электроэнергии. Однако образование значительных объёмов отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), которое из-за высокой радиоактивности требует изоляции на тысячи лет, по-прежнему является ключевой проблемой ядерной энергетики. Экологически и экономически обоснованной альтернативой захоронению ОЯТ является его переработка. На первом этапе извлекаются уран и плутоний для повторного использования; на втором — в рамках концепции фракционирования и трансмутации в России предполагается выделение америция, кюрия и лантаноидов. Основным подходом по отношению к данной проблеме является жидкость-жидкостная экстракция.

Ввиду высокой активности разделяемых компонентов одним из ключевых требований к экстракционным системам является их радиолитическая стойкость. Теоретическая оценка стабильности потенциальных экстрагентов на этапе отбора может исключить из рассмотрения заведомо неустойчивые соединения или указать направления для их модификации. Показано, что устойчивость к радиолизу можно предсказать с помощью квантово-химических расчётов на основе концепции локальной реакционной способности с учётом стерического фактора[1]. Данные характеристики являются конформационно-зависимыми, что делает необходимой разработку эффективного метода поиска конформаций, существующих в реальных системах.

Цель данной работы — оптимизация подхода к оценке радиолитической устойчивости конформационно-подвижных экстрагентов посредством создания алгоритма направленного конформационного поиска. Валидация результирующего подхода проведена на экспериментальном исследовании радиолитической стойкости экстрагентов из класса дигликольамидов — ТОДГА и KRC107. Методом высокоэффективной жидкостной хроматографии с масс-спектрометрией (ВЭЖХ-МС) определялось изменение концентраций экстрагентов при воздействии излучения и продукты их радиолиза. Полученные дозовые константы сравнивали с количественной характеристикой реакционной способности молекулы, а продукты радиолиза — с теоретически наиболее уязвимыми связями. Изучено влияние облучения на экстракционные свойства систем данных молекул в м-нитробензотрифториде (Ф3) по отношению к Am и Eu при дозах до 65 кГр.

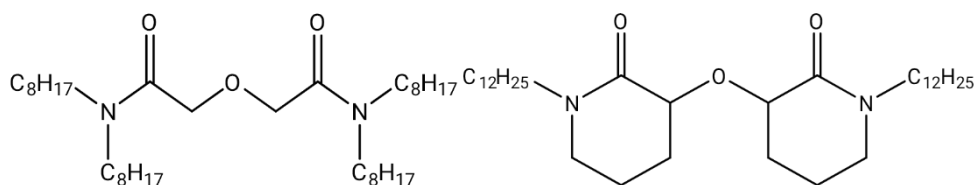


Рисунок 1. Структурные формулы ТОДГА и KRC-107

Литература

1. Smirnova A. et al. A search of a quantitative quantum-chemical approach for radiolytic stability prediction // Phys. Chem. Chem. Phys. 2020. Vol. 22, № 26

**ВЫБОР МАТЕРИАЛОВ ПРИ КОНСТРУИРОВАНИИ КОНТЕЙНЕРОВ ДЛЯ
ОБРАЩЕНИЯ С ПЛАВАМИ СОЛЕВЫХ СИСТЕМ****Васильев В.И.^а, Ананьев А.В.^б, Науменко Н.А.^в, Никулина У.С.^в**^а АО «ИЦЯК», 192019, Санкт-Петербург, наб. Обводного канала, 14,^б АО «ВНИИНМ», 123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а^в ООО «КПОЯК», 123060, Москва, ул. Маршала Мерецкова, д.3

e-mail: slavavasilev@mail.ru

Жидкосолевые реакторы (ЖСР), позволяющие эффективно сжигать минорные актиноиды и сокращать объёмы отработавшего ядерного топлива, представляют собой перспективное направление развития атомной энергетики¹. В таких реакторах в качестве теплоносителя и топлива используют расплавленные соли. Промышленная реализация ЖСР требует наряду с прочими решения задачи, связанной с выбором конструкционных материалов. Одним из важнейших элементов оборудования ЖСР является контейнер, предназначенный для хранения, транспортировки расплавов солевых систем.

Ввиду высокой химической агрессивности сред и экстремальных термомеханических условий эксплуатации, включая гипотетические аварийные сценарии, материалы, предназначенные для изготовления контейнеров, должны соответствовать целому ряду требований. Так, например, критически важна коррозионная стойкость конструкционных материалов при контакте со фторидными солями при высоких температурах, достигающих 700–800 °С. Не менее значимой является устойчивость к циклическому термическому воздействию в процессе эксплуатации. Кроме того, материалы должны сохранять свои свойства под действием интенсивного ионизирующего излучения, а также обладать достаточной механической прочностью и технологичностью при изготовлении.

Кандидатные материалы для изготовления контейнеров можно условно разделить по их назначению и функциональным характеристикам. Так, можно выделить жаропрочные сплавы, коррозионностойкие нержавеющие стали, а также материалы, обладающие повышенной стойкостью к радиационному и химическому воздействию. Жаропрочные сплавы, включая никелевые и молибденовые, являются основными кандидатами для работы в условиях высоких температур, характерных для ЖСР². Традиционные нержавеющие стали благодаря высокой механической прочности, свариваемости и доступности могут быть использованы в конструкциях, на прямую не контактирующих с фторидными солями.

В настоящее время представляется очевидным, что ни один из выделенных классов материалов не обеспечивает выполнения предъявляемых к ним требований в полном объеме. Поэтому выбор материалов для конструирования контейнеров требует глубокой научной проработки и широкого комплекса испытаний.

Литература

1. Андрианов А.А., Архангельский Н.В., Журавлёв И.Б., Квятковский С.А., Птицын П.Б. *Перспективные технологии утилизации минорных актиноидов*; М.: ЦАИР, частное учреждение «Наука и инновации», 2021. – 102 с
2. Никитина Е. В., Карфидов Э. А., Зайков Ю. П. *Коррозия перспективных металлических материалов во фторидных расплавах для жидкосолевых реакторов* Расплавы 2021, № 1, с. 21–45

**ПОДГОТОВКА ОТРАБОТАВШИХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ КУ-2-8 И АВ-17-8 К
ИММОБИЛИЗАЦИИ С СОКРАЩЕНИЕМ ОБЪЕМА ВТОРИЧНЫХ РАО**

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

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

В результате эксплуатации АЭС накапливается большое количество отработавших ионообменных смол (ОИОС) [1]. В настоящее время для переработки накопившихся ОИОС планируется применять процессы, включающие, например, сжигание либо высокотемпературную обработку, взаимодействие с расплавами металлов – все эти процессы накладывают требования к системам газоочистки, что приводит, порой, к увеличению объема РАО подлежащих захоронению после кондиционирования. Пульпы собирают на хранение в металлические емкости для сбора, переработки и долговременной локализации радиоактивных отходов.

Проведены эксперименты по химической деструкции катионита КУ-2-8 и анионита АВ-17-8. Процесс проводили в среде ортофосфорной кислоты при введении заданного количества окислителя при температуре 110-120°C и постоянном перемешивании. Результатом процесса является деструкция высокомолекулярной структуры ионообменных смол окислителем и получение раствора, сохраняющего агрегатную стабильность в течение длительного времени [2]. В ходе экспериментальной проверки указанного варианта и его дальнейшего совершенствования, удалось подтвердить работоспособность метода и сократить удельный объем образующихся растворов в 2 - 2,5 раза при сохранении их стабильности.

Так же проведено несколько экспериментов по термической обработке катионита КУ-2-8 и анионита АВ-17-8 и предложен способ, который позволяет провести термическую деструкцию ионообменной смолы при невысокой температуре, менее 300°C и с наименьшим количеством вторичных органических отходов менее 1%. В результате данного процесса происходит деактивация функциональных групп, отгонка воды и спекание пор смолы. Следовательно, может сильно уменьшиться способность к поглощению воды и, соответственно, к набуханию.

В результате эксперимента объем ИОС был сокращен в 2 раза и не изменялся в течение длительного времени. Гидрофобность полученной после термической обработки ИОС позволяет включать ее в матрицы.

Литература

1. Савкин А.Е Опытная переработка отработавших ионообменных смол [Текст] / А.Е. Савкин, Е.Е. Осташкина, Г.Ю. Павлова, О.К. Карлина // Вопросы атомной науки и техники. серия: материаловедение и новые материалы. – 2016. - №3. – С. 40-49.
2. Способ переработки отработавших ионообменных смол. Скурыдина Е. С., Баскаков В. И., Дьяченко А. С., Ромашенко В. С., Аксютин П. В., Алексеенко В. Н., Обедин А. В. Патент RU 2733055, Федеральное государственное унитарное предприятие "Горно-химический комбинат" (ФГУП "ГХК") (RU)

О РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ БОРОСИЛИКАТНЫХ МАТРИЦ

Нечаев А.Ф., Винницкий В.А.

Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет), 190013, г. Санкт-Петербург, Московский пр., дом 24-26/49 литера А, e-mail: afnechaev@yandex.ru

В настоящее время боросиликатные стёкла широко используются в качестве матрицы для иммобилизации ВАО. На основании ускоренных тестов с использованием сильноточных электронных пучков считалось, что радиационная стойкость таких матриц сохраняется в течение тысяч лет. Однако в 1980-1990-х годах было обнаружено, что под воздействием маломощных потоков ионизирующего излучения уже при дозах, сопоставимых с десятилетним сроком хранения отходов, в боросиликатных стёклах образуются стохастически распределённые по объёму микропузырьки кислорода [1-3], высокое внутренне давление в которых, в принципе, может привести к ускоренной деградации стекломатрицы. Гипотеза о механизме генерации атомов кислорода в результате последовательного захвата двух дырок околоторным анионом предложена в [4].

В настоящей работе представлены результаты исследования боросиликатных стёкол методами ЭПР и ТСЛ при мощности дозы гамма-излучения 0,39 Гр/с в интервале поглощённых доз от $2 \cdot 10^3$ до $1,7 \cdot 10^7$ Гр с регистрацией абсолютной концентрации боркислородных дырочной центров – БКДЦ (спин/г) и выхода ТСЛ (фотон/г).

Регистрируемая концентрация БКДЦ при дозах до ~ 3 МГр остаётся постоянной и составляет $\sim 1,2 \cdot 10^{18}$ 1/г. При увеличении дозы она монотонно возрастает. Интегральный профиль $[БКДЦ]=f(D)$ представлен суперпозицией кривых, характеризующих процессы «генерация – необратимая деградация» БКДЦ с образованием предположительно атомарного кислорода.

При поглощённых дозах до ~ 3 МГр зависимость светосуммы ТСЛ от дозы практически симбатна дозовой зависимости БКДЦ. При больших дозах она монотонно снижается.

Выход радиационных дефектов и светосуммы термостимулированной люминесценции зависит от концентрации B_2O_3 , но не прямо пропорционально содержанию оксида бора. Причем, при уменьшении $[B_2O_3]$ выход БКДЦ снижается, а выход ТСЛ возрастает.

В докладе обсуждается механизм образования атомарного кислорода и влияние этого процесса на радиационную стойкость боросиликатных матриц.

Литература

1. Denatale J.F., Howitt D.G. *Radiation Effects*, 1985, **91** (1–2), 89.
2. Inagaki Y., Furuya H., Kikuchi T., Idemitsu K. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 1991, **28** (4), 314.
3. Denatale J.F., Howitt D.G., Arnold G.W. *Radiation Effects*, 1986, **98**, 229.
4. Нечаев А.Ф., Алой А.С., Суворов О.А., Фадеев И.С. *Атомная энергия*, 1993, **75** (4), 295.

УЛАВЛИВАНИЕ ЛЕТУЧИХ СОЕДИНЕНИЙ ЦЕЗИЯ В ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ПРОЦЕССАХ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ РБН

Дубко А.И.^а, Гаспарян М.Д.^а, Грунский В.Н.^а, Мочалов Ю.С.^б, Суханов Л.П.^б

^аФГБОУ ВО "Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева,
125047, Москва, Миусская площадь 9,

^бАО "Прорыв", 107140, улица Малая Красносельская 2/8, корп.7
e-mail: migas56@yandex.ru

Перспективная комбинированная технология переработки ОЯТ РБН предусматривает на головной операции высокотемпературной обработки (ВТО) пирохимического передела максимальное удаление летучих продуктов деления, среди которых наиболее значимыми в количественном отношении и в отношении активности и энерговыделения являются изотопы цезия. Для этой цели предлагается использование контактных элементов (КЭ) на основе керамических высокопористых ячеистых материалов (ВПЯМ).

Первое поколение таких КЭ, состоящих из корундовой основы (более 95 % масс. α - Al_2O_3) и нанесенного активного слоя алюмосиликатного состава, показало достаточно высокую эффективность и сорбционную емкость в процессе хемосорбции оксида цезия, генерированного из нитрата цезия, в статических условиях, достигающую значений 0,30-0,32 г Cs_2O /гКЭ [1]. Продуктами хемосорбции являлись устойчивые алюмосиликаты цезия: поллуцит ($\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$) и нефелин (CsAlSiO_4). Однако в динамических условиях, приближенных к условиям проведения процесса ВТО, сорбционная емкость КЭ не превышала 0,20 г/г.

В дальнейших исследованиях состав ВПЯМ был нами усовершенствован и приближен к составу активного слоя с массовым соотношением оксидов алюминия и кремния 30 : 70, соответствующих их содержанию в поллуците, с целью вовлечения в процесс хемосорбции всего материала КЭ для повышения их сорбционной емкости [2].

Лабораторные испытания КЭ нового поколения проводились в следующих условиях: расход газа-носителя (воздух) – 0,07-0,48 $\text{м}^3/\text{ч}$, прекурсор - нитрат цезия с концентрацией 0,005-0,008 г/л, оптимальная температура - 900 °С, плотность пор КЭ объемом 30-60 см^3 - 30 ppm , содержание активного слоя - до 30 % масс. Сорбционная емкость составила 0,30-0,45 г Cs_2O /гКЭ при эффективности улавливания $\geq 99\%$. Среди продуктов хемосорбции, по данным рентгенофазового анализа, кроме поллуцита и цезиевого нефелина (по 20-40 % масс.), наблюдается до 10 % масс. цеолитоподобного алюмосиликата цезия - $\text{CsAlSi}_5\text{O}_{12}$.

Полученные высокие значения эффективности улавливания и динамической сорбционной емкости разработанных КЭ позволяют рекомендовать их применение в системах газоочистки для локализации соединений цезия на высокотемпературных переделах промышленной переработки ОЯТ различного типа.

Литература:

1. Гаспарян М.Д., Грунский В.Н., Беспалов А.В. и др. Огнеупоры и техническая керамика, 2013, 7-8, 3.
2. Gasparyan M.D., Grunskii V.N., Mochalov Yu.S. etc. Theoretical Foundations of Chemical Engineering, 2023, 6, 1350.

Работа выполнена в рамках и при поддержке Проектного направления "Прорыв".

УЛАВЛИВАНИЕ ЛЕТУЧИХ СОЕДИНЕНИЙ МОЛИБДЕНА И ТЕЛЛУРА В ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ПРОЦЕССАХ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ РБН

Сальникова О.Ю.^а, Гаспарян М.Д.^а, Грунский В.Н.^а, Мочалов Ю.С.^б, Суханов Л.П.^б

^аФГБОУ ВО "Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева,
125047, Москва, Миусская площадь 9,

^бАО "Прорыв", 107140, улица Малая Красносельская 2/8, корп.7
e-mail: migas56@yandex.ru

Молибден и теллур, наряду с цезием и йодом, являются наиболее значимыми в количественном отношении представителями металлических и неметаллических летучих продуктов деления (ЛПД), выделяющихся в составе технологических газов при проведении различных процессов переработки ОЯТ РБН, в частности, на операции высокотемпературной обработки (ВТО) пирохимического передела. Для их локализации предлагается использование контактных элементов (КЭ) на основе керамических высокопористых ячеистых материалов (ВПЯМ).

В наших ранних исследованиях корундовые ВПЯМ, содержащие более 95 % масс. α - Al_2O_3 с нанесенным сорбционно-активным слоем оксида кальция, показали эффективное улавливание целого ряда ЛПД, в том числе молибдена и теллура, в процессе пирохимического снятия оболочек ТВЭЛов с ограниченным количеством нитридного ОЯТ [1]. При этом оценить сорбционную емкость и селективность КЭ не представлялось возможным.

С этой целью проведены масштабные серии экспериментов в лабораторных условиях, позволившие оптимизировать состав керамической основы и активного слоя КЭ, повысить их селективность по отношению к соединениям молибдена и теллура и динамическую сорбционную емкость в условиях, приближенных к условиям ВТО ОЯТ РБН [2]. При этом оксид кальция присутствует как в составе керамической основы из ВПЯМ (до 10 % масс.), так и в активном слое, концентрация которого доводится до 20 % масс.

Дальнейшие лабораторные испытания КЭ нового поколения в процессе высокотемпературной хемосорбции паров MoO_3 и TeO_2 проводились в следующих условиях: расход газа-носителя (воздух) – 0,09-0,48 $\text{м}^3/\text{ч}$, концентрация оксидов Мо и Те 0,001-0,005 г/л, оптимальная температура – 800-850 °С, плотность пор КЭ объемом 30-60 см^3 - 30 ppi. Сорбционная емкость составила 0,22-0,33 г $\text{MoO}_3/\text{гКЭ}$ и 0,20-0,34 г $\text{TeO}_2/\text{гКЭ}$, соответственно, при эффективности улавливания $\geq 99\%$. В продуктах хемосорбции присутствуют соли кальция: молибдат (CaMoO_4), теллулат (Ca_3TeO_6) и теллурид (CaTeO_3).

Полученные высокие значения эффективности улавливания и динамической сорбционной емкости разработанных КЭ позволяют рекомендовать их для применения в составе локальных систем очистки технологических газов от соединений молибдена и теллура на высокотемпературных переделах переработки ОЯТ разного типа.

Литература

1. Гаспарян М.Д., Осипенко А.Г. Экология промышленного производства, 2015, **2**, 40.
2. Гаспарян М.Д., Грунский В.Н., Сальникова О.Ю. и др. Химическая технология, 2024, **6**, 232.

Работа выполнена в рамках и при поддержке Проектного направления "Прорыв".

**КАРТРИДЖ НА ОСНОВЕ ВОЛОКНИСТЫХ СОРБЕНТОВ ДЛЯ ОЧИСТКИ ОТ
РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ**

Голуб А.В., Железнов В.В., Маркин Н.С., Иванников С.Ю., Сергиенко В.И.

*Федерального государственного бюджетного учреждения науки Институт химии
Дальневосточного отделения Российской академии наук (ИХ ДВО РАН)*

ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ ВНЕДРЕНИЯ СТАДИИ ДЕНИТРАЦИИ В ПРОЦЕСС ВАРКИ БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА

Елисеев К.В., Дмитриева О.С., Погляд С.С.

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

В настоящее время приняты две концепции включения высокоактивных отходов (ВАО) в стекло: в одной из них введена стадия предварительного упаривания и кальцинации, с последующей перегрузкой пылящих ВАО, смешивания с шихтой и варку стекла; второй подход характеризуется подачей водного раствора на поверхность расплавленного стекла, что, соответственно, крайне осложняет систему газоочистки - происходит интенсивное газовыделение [1-3], приводящее к образованию хрупкой шапки расплава, к пено- и порообразованию, что снижает качество получаемого стекла.

В ходе работ 2022-2024 годов, в АО «ГНЦ НИИАР» предложена новая концепция одностадийной технологии остекловывания в боросиликатное стекло, с предварительным отверждением ВАО на поверхности стеклофритты [4].

Предварительное изучение процесса разложения нитратов элементов, входящих в состав отходов ВАО, с точки зрения термодинамики, позволило определить режим проведения иммобилизации, исключающий все нежелательные процессы, описанные выше. Кроме термодинамического исследования, необходимо учесть кинетику разложения нитратов ПД, так как некоторые литературные источники, например [5] утверждают, что, несмотря на относительно низкие температуры начала разложения, скорости этих химических реакций низки и полного разложения нитратов при пониженных температурах добиться за технологически оправданное время – не удастся – температура процесса денитрации должна быть увеличена.

По результатам исследований были определены новые технологические параметры режима остекловывания, в котором, непосредственно в тигле-контейнере сочетаются упаривание, денитрация, кальцинирование и варка стекла. Была подтверждена возможность получения боросиликатного стекла с включением в него элементов ВАО. В ходе работы, признаков пенообразования обнаружено не было.

Литература.

1. Henry D. Schreiber, Frank A. Settle, P. Lynne Jamison, James P. Eckenrode, George W. Headley. Ruthenium in glass-forming borosilicate melts. // Journal of the Less-Common Metals, 1986. P. 145-154
2. SeungMin Lee, Pavel Hrma, Richard Pokorny, e.t.c. Effect of melter feed foaming on heat flux to the cold cap // Journal of Nuclear Materials, 2017. P. 54-65
3. Милютин В.В., Зеленин П.Г. Денитрация жидких радиоактивных отходов методом электрохимического восстановления азотной кислоты. // Атомная энергия, 2022. Т. 133, вып. 1. С. 41-46
4. Елисеев К.В., Дмитриева О.С., Безднякова Е.А., и др. Получение крупномасштабного образца боросиликатного стекла в узле остекловывания для полифункционального радиохимического исследовательского комплекса. // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР», 2023. № 2. С. 57-64
5. B. Klingenberg, M. Albert Vannice. Influence of Pretreatment on Lanthanum Nitrate, Carbonate, and Oxide Powders. Chemistry of Materials, 1996, p. 2755-2768.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ КОРРОЗИИ ОГНЕУПОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ В МОДЕЛЬНЫХ РАСПЛАВАХ МАТРИЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВАО

Лебедев А.С.,^а Еремяшев В.Е.,^а Козлов П.В.^б, Рассомахин М.А.^а

Южно-Уральский федеральный научный центр минералогии и геоэкологии Уральского отделения Российской академии наук, 456317, Челябинская область, г. Миасс, тер.

Ильменский заповедник,

*^б Производственное объединение «Маяк», 456783, Россия, Озерск, пр. Ленина, 31
e-mail: vee-zlat@mineralogy.ru*

В продолжении работ [1] по исследованию характеристик огнеупорных материалов, используемых в печах прямого электрического нагрева для остекловывания радиоактивных отходов, получены результаты экспериментального исследования контактного высокотемпературного взаимодействия двух видов футеровочных материалов разного состава с двумя модельными боросиликатными расплавами, ранее использованных для коррозионных испытаний металлических материалов [2], и расплавом легкоплавкого компаунда, разработанного для остекловывания ВАО [3]. Методами электронной микроскопии выполнено физико-химическое исследование коррозионных изменений структуры и химического состава данных материалов после их контактного высокотемпературного взаимодействия.

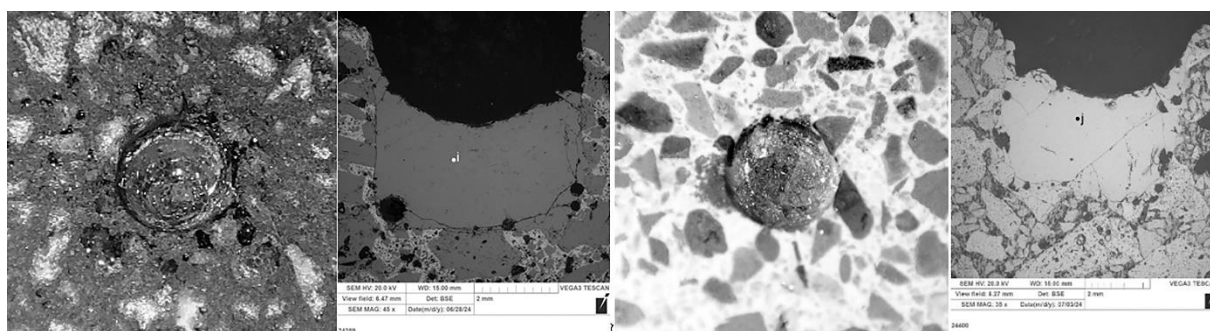


Рисунок 1. Цилиндрические углубления на поверхности футеровок ХКТ-30 (слева) и МКВ-65 (справа), заполненные боросиликатным расплавом

Выполнена оценка структурно-химических факторов, определяющих коррозионное воздействие боросиликатных расплавов и устойчивость исследованных огнеупорных материалов. Полученные результаты рекомендуются для теоретического и экспериментального обоснования применения данных типов огнеупорных материалов в плавильных промышленных установках остекловывания ВАО.

Литература

1. Шайдуллин С.М., Ремизов М.Б., Козлов П.В., Дубков С.А., Печенкина М.В., Кочкина Г.В. Новые огнеупоры, 2022, **11**, 3.
2. Лебедев А.С., Еремяшев В.Е., Рассомахин М.А., Кориневская Г.Г. Радиоактивные отходы, 2024, **1(26)**, 47.
3. Шайдуллин С.М., Никулина А.Ю., Ремизов М.Б., Козлов П.В. Известия ТПУ. Инжиниринг георесурсов, 2024, **335(3)**, 50.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-23-00252, <https://rscf.ru/project/25-23-00252/>

ОТРАБОТКА МЕТОДОВ ОЧИСТКИ МОДЕЛЬНЫХ БОРОСОДЕРЖАЩИХ РАДИОАКТИВНЫХ СРЕД

Зарубо А.М., Радкевич А.В., Вороник Н.И., Урбанович О.В.

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований –
Сосны Национальной академии наук Беларуси,
Республика Беларусь, 220109, г. Минск, а/я 119
e-mail: zarubaalex@gmail.com*

Бассейн выдержки отработавшего ядерного топлива АЭС с ВВЭР является частью ядерно энергетической установки и радиационно опасным объектом. Радионуклиды в среду бассейна выдержки поступают преимущественно из поверхностных загрязнений тепловыделяющих сборок, поглощающих стержней системы управления и защиты, а также вместе с теплоносителем первого контура во время перегрузки топлива. Во время эксплуатации в бассейне выдержки накапливаются продукты коррозии, которые сорбируют часть радионуклидов, осаждаются в труднодоступные места, формируя радиоактивный ил. Данные загрязнения затрудняют эксплуатацию бассейна выдержки и осложняют его вывод из эксплуатации.

При оценке возможности и эффективности применения различных методов очистки таких технологических сред должны учитываться дисперсное состояние и формы нахождения в растворах основных дозообразующих радионуклидов цезия, стронция и кобальта.

В экспериментальной работе применялись методы ионного обмена, соосаждения/осаждения, селективной сорбции, ультрафильтрации. Модельной средой бассейна выдержки являлись растворы борной кислоты концентрацией 20 г/дм^3 в диапазоне pH от 5 до 10 с добавлением Fe(III) концентрацией $1 \cdot 10^{-5} \text{ г/дм}^3$. Объемная активность радионуклидов ^{85}Sr , ^{60}Co , ^{137}Cs в изучаемых растворах составляла 100 кБк/дм^3 по каждому радионуклиду.

Примененный метод соосаждения/осаждения основывается на совместном формировании осадков BaSO_4 и $\text{Fe}_2[\text{Fe}(\text{CN}_6)]$. Метод ионного обмена применялся для разделения радионуклидов ^{85}Sr и ^{60}Co в диапазоне pH от 8,6 до 9,4 по результатам изучения поведения радионуклидов ^{85}Sr , ^{60}Co , ^{137}Cs . Для очистки модельных растворов бассейна выдержки изучался метод усиленной ультрафильтрации добавлением заряженных и нейтральных частиц. Апробация полученных результатов проводилась на установке переработки ЖРО.

Очистка изучаемых растворов от радионуклидов методом совместного осаждения BaSO_4 и $\text{Fe}_2[\text{Fe}(\text{CN}_6)]$ составляла: по радионуклиду ^{85}Sr от 97,8 % при значении pH 5,5 до 94,2 % при значении pH 8,0; по радионуклиду ^{137}Cs от >99,9 % в границах значений pH 5.5-6.5 до 93,2 % при значении pH 8,0; по радионуклиду ^{60}Co от 98,2 % при значении pH 6,5 до 93,8 % при значении pH 8,0. Очистка изучаемых растворов от радионуклидов при отдельном осаждении BaSO_4 или $\text{Fe}_2[\text{Fe}(\text{CN}_6)]$ оказывалась значительно меньше для радионуклидов ^{85}Sr , ^{60}Co . Совместное осаждение BaSO_4 и $\text{Fe}_2[\text{Fe}(\text{CN}_6)]$ вызывает усиленную очистку растворов.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ЗАМЕНЫ ОРГАНИЧЕСКОЙ МАТРИЦЫ ТВЭКС-ТОДГА НА НЕОРГАНИЧЕСКУЮ

Ивашенко Е.В.^{2,3}, Виданов В.Л.^{1,2}, Алекберов З.М.², Степанов С.И.³

¹АО «Прорыв», 119607, город Москва, Раменский б-р, д. 1

²АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А. А. Бочвара»
123098, г. Москва, ул. Рогова, 5А

³ФГБОУ ВО «Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева»,
125047, г. Москва, Миусская площадь, д. 9
e-mail: ivashenko14@list.ru

В настоящее время в Российской Федерации принята концепция замкнутого ядерного топливного цикла с рециклированием делящихся материалов (U, Pu, Np), а также дожиганием Am. Выделение фракции Am для последующего включения в топливную композицию осуществляется в рамках проекта «ПРОРЫВ» путем хроматографического разделения Am и Cm [1]. При проведении хроматографического разделения происходит необратимое радиолитическое разрушение ионита, подлежащего утилизации в качестве твердых радиоактивных отходов. Утилизация подобного вида отходов может быть решена путём химического растворения ионита с последующим выделением радионуклидов на ТВЭКС-ТОДГА [2].

Основной целью работы являлось определение возможности замены органической матрицы ТВЭКС на неорганическую в целях упрощения обращения с вторичными отходами и снижения их общего количества.

Определение сорбционных характеристик ТВЭКСов производилось в статических и динамических условиях. Для определения статической обменной емкости (СОЕ) сорбентов к навеске $0,1 \pm 0,01$ г воздушно-сухого ТВЭКСа помещали азотнокислый раствор неодима объёмом 50 мл и периодически перемешивали в течение 48 часов. Для определения динамических характеристик ТВЭКСов раствор неодима с концентрацией по металлу 0,5 г/л пропускали через сорбционную колонну с различной скоростью: от 1 до 15 колоночных объемов в час.

Наилучшие емкостные характеристики в ходе статических экспериментов продемонстрировал ТВЭКС-ТОДГА MND-40T, максимальная СОЕ которого составила 22,6 мг/г. СОЕ ТВЭКСов на неорганических носителях с содержанием ТОДГА 10% оказалось практически в 4 раза меньше: для ТВЭКС-ТОДГА на основе Al_2O_3 СОЕ не превысила 6 мг/г, а для ТВЭКС-ТОДГА на основе SiO_2 она составила 6,6 мг/г при концентрации HNO_3 4 моль/л.

По результатам эксперимента, проведенного в динамических условиях, были рассчитаны значения емкости до 5%-го проскока (ЕДП 5%) по Nd, которая уменьшается с ростом скорости подачи исходного раствора с 5,40 мг/мл при скорости 1 к.о./ч до 2,46 мг/мл при скорости 15 к.о./ч. Полная динамическая емкость (ПДЕ) по Nd составила 7,5 мг/мл. Десорбция Nd на ТВЭКС-ТОДГА раствором HNO_3 с концентрацией 0,01 моль/л протекает полностью.

Литература

1. Хомяков Ю.С., Мочалов Ю.С., Жеребцов А.А. и др. Атомная энергия, Т. 133, 34 Вып. 1, июль 2022, с. 34-41.
2. Милютин В. В., Харитонов, О. В., Фирсова, Л. А и др. Радиохимия, 2021, Т. 63, №. 5, С. 464-468.

ОПЫТ ПЕРЕПЛАВКИ АЛЮМОСОДЕРЖАЩИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Ижойкин Д.А., Кузов В.А., Котляревский С.Г.

*АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов», 636000, Томская область, г. Северск, ул. Автодорога, 13,
e-mail: ida@dnrc.ru*

В вопросах обращения с твердыми радиоактивными отходами от вывода из эксплуатации особое место занимает обращение с металлическими РАО ввиду возможного возвращения части металла в хозяйственный оборот, снижения класса, а также в целях уменьшения объема, передаваемого на захоронение Национальному оператору^{1,2}.

В результате деятельности промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) Сибирского химического комбината накоплено порядка 3400 тонн алюмосодержащих отходов, представляющих собой опорные авиаалевые блоки, которые загружались в нижнюю часть технологических каналов ПУГР до активной зоны и служили «подушкой» для позиционирования рабочих (урановых) блоков в активной зоне.

В силу технологических особенностей эксплуатации блоки имеют радиоактивное загрязнение поверхности, а также внутреннее загрязнение, возникшее в результате активации примесей в процессе облучения нейтронами. Авиаалевые блоки представляют собой цилиндры диаметром 35-37 мм, высотой 102,5 мм и массой 235 г, выполненные из сплава тройной системы: алюминий-магний-кремний с небольшими включениями других элементов (Mn, Cr, Cu). Активность и радионуклидный состав авиаалевых блоков существенно различается от блока к блоку, что обусловлено технологическими особенностями их эксплуатации в реакторе и различным временем выдержки.

В АО «ОДЦ УГР» проведено исследование технологических параметров процесса дезактивации алюминий-содержащих сплавов методом плавления на плавильной тигельной электропечи.

Установка по переработке металлических радиоактивных отходов алюминия состоит из следующих узлов: плавления, разлива металла в изложницы, охлаждения и извлечения слитков, хранения и подготовки слитков к транспортировке, приготовления флюсов, антипригарных составов и футеровочных материалов, хранения вторичных отходов, ремонта тиглей и другого оборудования и подготовки его к работе.

Рафинирование сплава осуществлялось с использованием «Флюса покровно-рафинирующего» ТУ РБ 100196035.005-2000.

По результату исследования установлено, что при переплавке с использованием флюса достигаются следующие коэффициенты дезактивации: по ^{137}Cs – от 25 до 100, по ^{60}Co – от 9 до 16, по ^{152}Eu – от 0,0003 до 3. При этом удельная активность ^{60}Co после переплавки составила до 100 Бк/г.

Таким образом, алюмосодержащие отходы, накопленные при эксплуатации ПУГР, возможно дезактивировать методом плавления до норм для неограниченного использования только при условии их предварительной сортировки и поверхностной дезактивации.

Литература

1. Гудим Ю.А., Голубев А.А., Грачев В.А. Радиоактивные отходы, 2018, **1**, 68.
2. Гуменюк В.И. и др. Научно-технические ведомости Санкт-Петербургского государственного политехнического университета, 2013, **1**, 286.

ЭКСТРАКЦИОННАЯ ТЕХНОЛОГИЯ РЕГЕНЕРАЦИИ УРАНА ИЗ УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОСАДКОВ

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

*АО «ГНЦ НИИАР», 433510, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9
e-mail:kristi9-10@mail.ru*

В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» накоплено значительное количество ураносодержащих оборотов. Переработка этих оборотов позволяет вернуть уран в технологический цикл и сократить количество высокоактивных отходов. PUREX-процесс предназначался для переработки коротковывержанного слабовыгоревшего топлива. При разработке технологии учитывалась специфика производств АО «ГНЦ НИИАР».

Целью работы было получение экспериментальных данных для обоснования технологии регенерации урана экстракционным методом из высокоактивных ураносодержащих оборотов. После растворения отходов, содержащих уран, проводили экстракцию в полупротивоточном режиме: порцию исходного раствора урана последовательно контактировали со свежими порциями раствора трибутилфосфата с массовой долей 30 % в декане. Экспериментально подтверждена возможность экстракционной переработки ураносодержащих отходов. Степень очистки урана от примесей — более $1,0 \cdot 10^5$ [1].

Литература

1. Экспериментальная проверка осадительных методов очистки урана из ураносодержащих отходов / К. О. Щербакова, А. С. Корнилов, А. О. Макаров, Е. В. Питеркина // Радиохимия 2018 : Сборник тезисов, Санкт-Петербург, 17–21 сентября 2018 года / Межведомственный научный совет по радиохимии при Президиуме РАН и Госкорпорации «Росатом»; Редакционная коллегия: Мясоедов Б.Ф. (сопредседатель), Калмыков С.Н., Петров В.Г.. – Санкт-Петербург: Без издательства, 2018. – С. 346.

КОМПЛЕКС ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ ДИСТАНЦИОННОГО ФРАГМЕНТИРОВАНИЯ, СОРТИРОВКИ, АБРАЗИВНОЙ ОЧИСТКИ И СУШКИ ТРО КАТЕГОРИИ САО

Луконин Д.А.^а, Горбунова О.А.^б, Кошкин В.Ю.^а

^аООО «РусАтом Инжиниринг», 620026 Екатеринбург, ул. Белинского, д. 56, оф. 928,

^бФГУП «Федеральный экологический оператор» Госкорпорации «Росатом»,

119017 Москва, ул. Б. Ордынка, д. 24

e-mail: v.koshkin@rusatoming.ru

Разработан комплекс технологического оборудования («Камера САО») для сокращения объема исходных крупногабаритных ТРО категории САО, размещенных в контейнерах типа УКТ(М), КРАД-3,0, ЗМК-3,0, и сортировки потоков на дальнейшие виды переработки (горючие/негорючие, прессуемые/непрессуемые, неперерабатываемые ТРО). Внутри «Камеры САО» размещено технологическое оборудование для переработки ТРО САО (фрагментирования, частичной поверхностной очистки, сортировки разделанных фрагментов, удаления избыточной влаги) и размещения их в конечные упаковки (200-литровые бочки) с габаритами, пригодными для дальнейшей переработки (суперпрессования) и кондиционирования (омоноличивания в сертифицированном контейнере). Комплекс «Камера САО» оснащен:

- приемным и выходным шлюзами с люками, позволяющими изолировать внешние стенки исходного возвратного контейнера и конечной упаковки от радиоактивно загрязненной внутренней рабочей зоны устройства, благодаря чему отказаться от внешней дезактивации возвратного контейнера и сократить вторичные ЖРО;
- манипуляторами, АСУ с системой видеонаблюдения для дистанционного извлечения крупногабаритных ТРО САО из контейнеров, перемещения ТРО внутри устройства, выполнения внутри камеры технологических операций фрагментирования, сортировки, абразивной очистки, сушки, размещения отсортированных и фрагментированных ТРО в конечные упаковки (200-литровые бочки) и их удаления из устройства;
- оборудованием для откачки излишней жидкости из исходного контейнера с ТРО САО, включающее погружной насос и приемную емкость для ЖРО;
- системой дезактивации для мойки внутренних стенок герметичной камеры и поверхностей технологического оборудования, включающей форсунки для подачи в рабочую зону дезактивирующих растворов и трапы в столешнице/дне устройства вывода отработанных дезактивирующих растворов (вторичных ЖРО);
- системой спецвентиляции внутреннего помещения герметичной камеры, включая фильтры перед выбросом в систему спецвентиляции технологического помещения;
- транспортной системой шиберов и рольгангов для удаления из герметичной «Камеры САО» конечных герметично закрытых 200-л бочек с фрагментированными ТРО и перемещения конечных упаковок на прессование либо размещение в НЗК.

Устройство имеет герметичную изолирующую двухслойную оболочку, состоящую из сварных панелей из нержавеющей стали и наружного слоя бетона расчетной толщиной, обеспечивающей радиационную защиту от излучения САО, причем корпус из нержавеющей стали одновременно является несъемной опалубкой при бетонировании для возведения несущих стен технологического помещения. Это позволяет монтировать устройство одновременно со строительством технологического помещения; обеспечить у внутренней облицовки устройства устойчивость к многократной дезактивации и механическим воздействиям; заменить дорогие и утяжеляющие фундамент свинцовые экраны радиационной защиты на бетонные стены здания.

КОМПЛЕКС ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ ФОРМИРОВАНИЯ КОНЕЧНОЙ УПАКОВКИ РАО 3 И 4 КЛАССА ДЛЯ ОКОНЧАТЕЛЬНОГО ЗАХОРОНЕНИЯ

Луконин Д.А.^а, Горбунова О.А.^б, Кошкин В.Ю.^а

^аООО «РусАтом Инжиниринг», 620026 Екатеринбург, ул. Белинского, д. 56, оф. 928,

^бФГУП «Федеральный экологический оператор» Госкорпорации «Росатом»,

119017 Москва, ул. Б. Ордынка, д. 24

e-mail: v.koshkin@rusatoming.ru

Разработан комплекс оборудования для кондиционирования и формирования конечной упаковки РАО 3 и 4 класса, удовлетворяющей критериям приемлемости для окончательного захоронения, включая:

- комплекс суперпрессования ТРО в 200-л бочках, включая суперпресс-1800, манипулятор для автоматической укладки спрессованных «блинов» в сертифицированный контейнер (НЗК/КРАД/КМЗ) с максимально эффективным использованием объема контейнера;
- боксы фрагментирования, сортировки, абразивной очистки, сушки твердых РАО категории ОНАО, НАО;
- транспортную систему рольгангов и механизмы загрузки упаковок ТРО после прессования, сжигания, фрагментирования в сертифицированный контейнер;
- установку цементирования для приготовления цементного компаунда с использованием вторичных ЖРО (дезрастворы, конденсаты сушки, сжигания, сливы обезвоживания грунтов) в качестве затворителя, заливки цементного компаунда в пустоты между ТРО в сертифицированном контейнере, отбора проб, дистанционной автоматической герметизации крышки сертифицированного контейнера;
- рельсовые пути и систему радиационно-защитных ворот и шиберов для подачи сертифицированного контейнера (НЗК/КРАД/КМЗ) под загрузку кондиционированных ТРО, заливку цементного компаунда, перемещение на отбор проб и герметизацию крышки, а затем в комплекс радиационного контроля и паспортизации;
- комплекс радиационного контроля и паспортизации полученной конечной упаковки РАО 3 и 4 класса, удовлетворяющей критериям приемлемости для окончательного захоронения.

Все перечисленные технологические операции управляются автоматически и дистанционно.

Комплекс включает в себя вспомогательные системы спецвентиляции и дезактивации.

**АЛЮМОФТОРФОСФАТНЫЕ СТЕКЛА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ФТОРИДНЫХ
ОСТАТКОВ РЕГЕНЕРАЦИИ ТОПЛИВНЫХ СОЛЕЙ ЖСР****Романова О.В., Капралов Д.А, Васюнина Е.В., Лизин А.А., Шаталина Я.И.**

*АО «ГНЦ НИИАР», 433510, Ульяновская область, Димитровград, Западное шоссе, д.9.
e-mail: romanova.oolya@yandex.ru*

Создание жидкосолевого реактора-сжигателя минорных актинидов на расплавленных солях фторидов на основе FLiBe или FLiNaK позволит решить проблему накопления минор актинидов при переработке ОЯТ. Работа ЖСР-сжигателя требует периодической регенерации топливной соли с целью удаления из нее продуктов деления и примесей конструкционных материалов контура. Наиболее перспективным методом регенерации топливной соли, учитывая малое время ее выдержки и сильное радиационно-химическое воздействие следует рассматривать восстановительную экстракцию в системах «расплавленная соль-жидкий металл» [1]. При регенерации топливных солей [2] образуются коррозионно-активные и хорошо растворимые в воде остатки фторидных солей, концентрирующие в себе продукты деления и требующие разработки способов безопасного и эффективного обращения с ними.

За основу матрицы использовали алюмофторфосфатное стекло системы $\text{NaPO}_3\text{—AlF}_3\text{—Al}_2\text{O}_3$ [3]. Изготовлены образцы стекол с включением топливной соли FLiNaK, содержащей имитаторы продуктов деления Ce, Sr, Nd, Sm. В качестве основного стеклообразующего компонента использовали метафосфат натрия 70-87% масс., и оксид алюминия 2-10% как модификатор. Получены образцы различного химического состава с варьированием содержания FLiNaK и AlF_3 в качестве компонентов стеклофритты.

По результатам рентгенофазового анализа экспериментально установлена возможность получения аморфных стеклообразцов с содержанием имитатора отходной соли FLiNaK до 20% (масс). В результате испытаний образцов на механическую прочность было получено среднее значение прочности на сжатие равное $7,8 \cdot 10^6$ Па, которое соответствует НП-019-15 для стеклоподобного компаунда. Полученные результаты химической устойчивости изготовленных алюмофторфосфатных стекол не удовлетворяют требованиям НП-019-15. Добавка в состав стеклофритты Fe_2O_3 до 10% масс. способствует повышению водостойчивости стекла [4]. Дальнейшие исследования стеклоподобных матриц для целей иммобилизации фторидных остатков должны быть направлены на оптимизацию их составов с целью повышения их химической устойчивости и изучения радиационной устойчивости.

Литература

1. Moriyama H. et al. Reductive extraction of lanthanide and actinide elements from molten LiF-BeF₂ salt into liquid bismuth // J. Nucl. Sci. Technol., 1984, v.21(12), pp.949-958
2. Р. Я Закиров, В. В. Игнатьев Топливный цикл ЖСР-сжигателя трансурановых элементов на основе расплава LiF-BeF₂ // Вопросы атомной науки и техники. Серия Физика ядерных реакторов .2022, вып. 2. С. 38-47.
3. Д.М. Яндаев, А.А. Лизин, С.В. и др./ Алюмофторфосфатные стёкла для иммобилизации молибдатных высокоактивных отходов пирохимических процессов переработки отработавшего ядерного топлива // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР» (сборник научных статей), 2018. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2018. №3. С. 26–33.
4. А.В. Фролова, С.С. Данилов, С.А. Куликова и др./ Алюможелезофосфатное стекло для иммобилизации радиоактивных отходов: обоснование и перспективы практического использования. // Вопросы радиационной безопасности № 3, 2020

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ОБОРУДОВАНИЮ СФЭ ДЕЗАКТИВАЦИИ

Соколова С.Д.^{а,в}, Кошечев А.М.^а, Виданов В.Л.^б, Бояринцев А.В.^в

^аАО «ВНИИНМ» им. А.А. Бочвара, 123098, Москва, ул. Рогова, д. 5а,

^бАО «Прорыв», 119607, Москва, Раменский бульвар, д. 1

^вРХТУ им. Д.И. Менделеева, 125047, Москва, Миусская пл., д. 9

e-mail: sokolova_sf@mail.ru

Для снижения стоимости обращения с радиоактивными отходами, минимизации потерь делящихся материалов, а также сокращения объема вторичных РАО известен метод сверхкритической флюидной дезактивации [1, 2]. В то же время существует проблема с растворением высокопрокаленного диоксида плутония, для перевода которого в растворимую форму требуется применение окислителя с высоким редокс-потенциалом, например, Ce(IV) [2]. Очевидно, что компоненты конструкционных материалов оборудования дезактивации и очищаемых изделий будут подвергаться окислению и коррозии.

Целью данной работы является подбор конструкционного материала для проведения процесса дезактивации, стойкого к дезактивирующему составу содержащему окислитель Ce(IV).

Для исследования были отобраны стали и сплавы, в основном предполагающие использование их в составе конструкций реакторных установок или радиохимических производств: ХН70Ю, ХН85МЮ, 12Х18Н10Т, ЭП823, ЭК181, TS-D-2, ЧС139, SS410Сб, Э110 и ВТ-1.0. Подготовку образцов проводили согласно ГОСТ 9.905 [3].

В ходе испытаний образцы выдерживали продолжительное время в растворах 28 г/л Ce(IV) в 4 моль/л HNO₃ при температуре 80 °С. В ходе экспериментов контролировали убыль массы образцов, концентрацию Ce(IV) и продуктов коррозии в испытательном растворе. Содержание Ce(IV) устанавливали методом потенциометрического титрования нитритом натрия. Определение концентрации металлов в растворах производили методом ICP MS.

В результате работы было установлено, что образцы ХН70Ю, ХН85МЮ, 12Х18Н10Т, ЭП823, ЭК181, TS-D-2, ЧС139, SS410Сб не проявляют стойкость к растворам и подвергаются травлению до полного расходования 4-х валентного церия.

При длительной выдержке устойчивыми к коррозии материалами из рассмотренных образцов оказались только сплавы на основе титана и циркония. Скорость проникновения коррозии составила не более $1,8 \cdot 10^{-6}$ мм/год и $7,0 \cdot 10^{-7}$ мм/год, для ВТ-1.0 и Э110 соответственно.

Литература

1. Самсонов, М. Д., Шадрин, А. Ю., Шафиков, Д. Н., Куляко, Ю. М., Мясоедов, Б. Ф. // Радиохимия. 2011. Т. 53. № 2. С. 97-106.
2. Мурзин А. А. и др. Композиция для перевода твердых форм актиноидов и редкоземельных элементов в растворимую форму. Патент RU2755814. 2020. 5 с.
3. ГОСТ 9.905-82 Методы коррозионных испытаний. Общие требования.

КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ ХЛОРИДСОДЕРЖАЩИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В НИЗКОТЕМПЕРАТУРНУЮ ЖЕЛЕЗОФОСФАТНУЮ КЕРАМИКУ

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

*АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград,
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9
e-mail: shatalina.yaana@yandex.ru*

Кондиционирование отходов — одна из основных стадий обращения с радиоактивными отходами (РАО), состоящая в уменьшении их объёма, переводе в форму, удобную для транспортировки, хранения и захоронения с целью повышения безопасности обращения с ними.

Хлоридсодержащие РАО, примером которых является отработавший электролит, представляющий собой легкорастворимый в воде солевой плав хлоридов щелочных металлов [0], требуют разработки отдельного способа обращения с ними. Разрабатываемый технологический процесс кондиционирования отработавших плавок должен быть эффективным, безопасным и не приводить к образованию вторичных отходов и избыточным затратам.

Эффективность кондиционирования хлоридсодержащих РАО может быть достигнута при использовании синтезируемой при обычных условиях (атмосферное давление, комнатная температура) железозфосфатной керамики.

Синтез матрицы на основе железа проводили способом, описанным ранее в работе [2], заменяя оксид железа на порошок стали ЭП823. Данный синтез направлен на изучение параметров, влияющих на скорость отверждения образца, а именно процессов извлечения влаги и созревания структуры. Полученные образцы были испытаны на химическую устойчивость и механическую прочность, и дали результаты в пределах, указанных в НП-019-15.

Замена оксида железа на сталь ЭП823 после отгонки жидким цинком, в качестве имитаторов конструкционных материалов, не оказывает влияния на химическую устойчивость, механическую прочность и водостойкость матрицы. Достигнуто включение имитатора отработавшего электролита 10% без предварительной конверсии.

Таким образом, было подтверждено, что ЖФК может быть использована в качестве исходного материала для иммобилизации РАО среднего уровня активности [3] с включением хлоридов щелочных металлов, образующихся при пирохимической переработке ОЯТ. По полученным данным можно сделать вывод о возможности включения фракции ЭП823 после отгонки жидким цинком в железозфосфатную керамику.

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 железозфосфатной керамики для иммобилизации радиоактивных отходов пирохимической переработки ОЯТ / С. С. Погляд, Я. И. Шаталина, Е. А. Бездьякова, О. С. Дмитриева // Вопросы радиационной безопасности. — 2024. — № 4(116). — С. 27-34. — EDN CVVWWP.
3. Оценка применимости керамики на основе бентонитовой глины для иммобилизации радиоактивных отходов пирохимической переработки ОЯТ / С. С. Погляд, О. С. Дмитриева, Е. А. Бездьякова, О. В. Романова // Вопросы радиационной безопасности. — 2023. — № 2(110). — С. 20-27. — EDN CHEELN.

СЕКЦИЯ 6

Поведение радионуклидов в окружающей среде

RADIOCHEM-CONF.RU

СОРБЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ МОРСКОЙ ВОДЫ: ОТ СИНТЕЗА ДО РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ РАДИОХИМИИ И РАДИОЭКОЛОГИИ

**Бежин Н.А.,^а Шибецкая Ю.Г.,^а Разина В.А.,^а Козловская О.Н.,^а Турянский В.А.,^а
Милютин В.В.,^б Тананаев И.Г.^{а,в}**

^аСевастопольский государственный университет,
299018, Севастополь, ул. Университетская, 33,

^бИнститут физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской Академии
Наук, 119071, Москва, Ленинский проспект, д.31, корп. 4

^вИнститут химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева
Кольского научного центра Российской Академии Наук,
184209, Апатиты, ул. Академгородок, д. 26а
e-mail: nickbezhin@yandex.ru

Концентрирование и определение радионуклидов различной природы (техногенных, природных и космогенных) в морской воде и на взвеси используется для решения практических задач радиохимии и радиоэкологии: радиоэкологического мониторинга (^{137}Cs , ^{90}Sr), определения параметров седиментации и потоков взвешенного вещества (^{210}Pb , ^{210}Po , ^{234}Th), поиска пресных подземных вод в приморских регионах (субмаринной разгрузки) и изучения процессов массопереноса в океане и на границе раздела с сушей (^{226}Ra , ^{228}Ra), изучения фундаментальных процессов вертикального переноса (^7Be), оценки параметров биодинамики фосфора для более полной оценки экологического состояния прибрежных вод (^{32}P , ^{33}P).

Поэтому нами синтезирован ряд сорбционных материалов для концентрирования радионуклидов различной природы из морской воды. Подробно изучены их структурные, сорбционно-селективные и физико-химические свойства. Выполнено масштабирование и оптимизация систем динамического сорбционного концентрирования и количественного определения радионуклидов в морской воде. На основании полученных данных разработан комплекс методологических и практических решений для определения техногенных, природных и космогенных радионуклидов в морской среде для решения задач радиохимии и радиоэкологии.

С использованием разработанных материалов и подходов в ходе морских экспедиционных исследований решен ряд важных задач: впервые определены вертикальные профили активности ^{32}P , ^{33}P , ^{228}Ra и пространственная изменчивость концентраций ^{210}Pb и ^{228}Ra в Черном море; впервые с использованием ^{226}Ra и ^{228}Ra проведена оценка величины потоков субмаринной разгрузки подземных вод на мысе Айя, на основании которых установлена возможность использования данного источника как потенциального источника пресной воды, а также установлены величины потоков поллютантов в прибрежную акваторию и их вклада в величину первичной продукции; определены параметры седиментации и потоки взвешенного вещества из поверхностного слоя Черного моря по дисбалансу пар $^{210}\text{Pb}/^{210}\text{Po}$ и $^{238}\text{U}/^{234}\text{Th}$; впервые изучена сезонная изменчивость параметров биодинамики фосфора в акватории Гераклеийского полуострова с использованием ^{32}P и ^{33}P , установлена повышенная антропогенная нагрузка в исследуемом регионе.

Работа выполнена при финансовой поддержке Севастопольского государственного университета в рамках проекта № 42-01-09/253/2023-2.

ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ ФОРМЫ РАДИОНУКЛИДОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ

**Власова И.Э., Ржевская А.В., Скрылева П.И., Тригуб А.Л.,
Романчук А.Ю., Калмыков С.Н.**

*Химический факультет МГУ имени М.В.Ломоносова, Москва, Россия,
e-mail: vlasovaie@my.msu.ru*

Открытые бассейны–хранилища жидких радиоактивных отходов (ЖРО) относятся к объектам ядерного наследия, возникшим в первые годы атомного века. В рамках современного подхода к ядерной и радиационной безопасности такие бассейны подлежат поэтапному переводу в безопасное состояние, и в отношении ряда бассейнов такая программа уже реализуется. Каждый из объектов ядерного наследия представляет собой неповторяющуюся сложную природно-техногенную систему, в которой на миграционное поведение радионуклидов оказывают влияние геохимические факторы (рН, Eh среды, температура, минерализация вод), усложненные сезонной изменчивостью, деятельностью биоты, периодическими сливами ЖРО.

Для установления физико-химических форм радионуклидов в бассейне – хранилище ЖРО и прилегающей территории необходимо привлечение целого ряда специалистов: радиохимиков, гидробиологов, гидрогеологов, инженеров. Основная задача радиохимиков при исследовании объекта ядерного наследия заключается в выявлении всех возможных мобильных форм радионуклидов, накопленных в бассейне. Сложность выполнения такой задачи заключается в (1) многокомпонентности реальной системы; (2) недостатке информации об исходных формах радионуклидов; (3) относительно низкой химической концентрации большей части радионуклидов, даже при высокой их радиоактивности, что затрудняет применение прямых неразрушающих методов установления их форм.

Нами был применен комплексный подход к определению форм радионуклидов:

1. Выявление распределения радионуклидов по гранулометрическим фракциям надосадочной жидкости бассейна: раствор – коллоиды – взвешенное: U, Cs и Sr преимущественно сконцентрированы в истинном растворе, Pu и Am – главным образом в коллоидной фракции.

2. Установление суточных и сезонных изменений рН, температуры воды, а также биологической составляющей, что оказывает влияние на изменение форм радионуклидов и должно быть учтено.

3. Исследование системы «вода – донные осадки»; установление коэффициента распределения каждого радионуклида; оценка его мобильности, - в том случае, если сорбция / диффузия являются основными механизмами связывания радионуклида. При высокой концентрации радионуклида в растворе необходимо установление общего химического состава для понимания растворимости данного радионуклида, зависящего от анионного состава (в бассейне ПХ-2 уран выпадает в осадок в форме фосфатов).

4. Анализ распределения радионуклидов в составе донных осадков по фракциям доступности методом последовательного выщелачивания дает дополнительную информацию о мобильных формах радионуклидов (бассейны 365 и 354а, ГХК).

5. Проведение экспериментального моделирования с имитацией условий бассейна-хранилища позволяет выявить факторы, влияющие на мобильность радионуклидов.

Получена информация о физико-химических формах радионуклидов в сложных объектах ядерного наследия, необходимая для построения моделей миграции радионуклидов в окружающую среду при нарушении барьеров безопасности пункта захоронения.

Работа была поддержана грантами РНФ 19-73-20051-П и 23-73-30006.

СИНТЕЗ АНАЛОГОВ МИНЕРАЛОВ: КЛЮЧ К ПОНИМАНИЮ ПРИРОДНЫХ ПРОЦЕССОВ ИЗМЕНЕНИЯ УРАНОВЫХ РУД И ЯДЕРНЫХ ОТХОДОВ

Гуржий В.В.^а, Корняков И.В.^а, Назарчук Е.В.^а, Бураков Б.Е.^{а,б}

^аКафедра кристаллографии, Институт Наук о Земле, Санкт-Петербургский государственный университет, 199034, Университетская наб. 7/9

^бФизико-технический институт им. А.Ф. Иоффе, 194021, Санкт-Петербург, Политехническая ул. 26

e-mail: vladgeo17@mail.ru, vladislav.gurzhiy@spbu.ru

Весьма трудно переоценить значение урана для современной цивилизации, и если рассматривать весь ядерный топливный цикл, то его начальные и конечные стадии (т.е. разведка урановых месторождений, добыча и переработка урановых руд, хранение и переработка радиоактивных отходов) неразрывно связаны с минералогическими исследованиями: какие горные породы и слагающие их минералы лучше использовать для добычи урана, что происходит с соединениями урана при контакте с окружающей средой, чем отличаются вторичные минералы урана по своим физическим и химическим свойствам? В этой связи, крайне важным представляется проведение кристаллохимических исследований, вовлекая в них как природные, так и синтетические объекты. Ведь устойчивые и малорастворимые соединения урана могут препятствовать миграции радионуклидов из зон окисления урановых руд или могильника радиоактивных отходов, а исследование особенностей водорастворимых соединений урана необходимо для понимания процессов переноса радионуклидов в условиях геологических объектов.

На сегодняшний день в мире известно уже более 300 минералов, содержащих уран в различной форме. Все они являются кислородными соединениями. Такое многообразие минеральных видов вызвано главным образом кристаллохимическими особенностями урана и актиноидов в целом, как группы элементов, сочетающей в себе свойства переходных и редкоземельных элементов. Уже в XXI веке открыто более 50 новых минеральных видов. Но вместе с тем, для многих минеральных видов, открытых в предшествующие годы, до сих пор не расшифрована кристаллическая структура и не определены свойства, что оставляет на картине изученности существенные белые пятна, которые можно заполнить, прибегая к возможностям препаративной химии. Так, например, изучение кристаллических структур синтетических соединений, родственных минералам, показывает, что большинство природных сульфатов, селенитов, карбонатов, ванадатов и молибдатов уранила кристаллизуется из нагретых растворов, а диапазон температур можно предположить по способу объединения координационных полиэдров.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ, проект 23-17-00080.

ТЕХНОГЕННЫЕ РАДИОНУКЛИДЫ В ГИДРОБИОНТАХ СРЕДНЕГО ТЕЧЕНИЯ Р. ЕНИСЕЙ: ДОЛГОВРЕМЕННЫЕ ТРЕНДЫ, ТРОФИЧЕСКИЙ ПЕРЕНОС, ЗАКОНОМЕРНОСТИ НАКОПЛЕНИЯ

Зотина Т.А.^а, Александрова Ю.В.^а, Дементьев Д.В.^а, Карпов А.Д.^б, Мельгунов М.С.^в

^а Институт биофизики ФИЦ КНЦ СО РАН, 660036, Красноярск, Академгородок 50/50,

^б Всероссийский институт лесоводства и механизации лесного хозяйства, 141202, Московская область, Пушкино, ул. Институтская, 15

^в Институт геологии и минералогии им. В.С. Соболева СО РАН, 630090, Новосибирск, проспект Академика Коптюга, 3
e-mail: t_zotina@ibp.ru

Гидробионты участвуют в переносе техногенных радионуклидов в водных экосистемах, используются, как мониторы радиоактивного загрязнения и как индикаторы биологической доступности радионуклидов. В работе изучались тренды и закономерности накопления техногенных радионуклидов в гидробионтах среднего течения р. Енисей в период с 2003 по 2023 г. Для исследования использовались представители массовых погруженных макрофитов, отличающихся продолжительностью жизненного цикла (высшие растения и водный мох); беспозвоночные, входящие в рацион питания рыб (гаммариды и личинки ручейников); массовые представители ихтиофауны, отличающиеся спектром питания (щука, налим, хариус, елец) и донные отложения. Содержание гамма-излучающих радионуклидов в пробах измерялось на гамма-спектрометре со сверхчистым германиевым детектором; содержание плутония определялось альфа-спектрометрическим методом после его радиохимического выделения [1-5].

Зарегистрированы разнонаправленные тренды плутония (^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$) и гамма-излучающих техногенных радионуклидов (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu , и др.) в гидробионтах Енисея, отражающие динамику контролируемых радиоактивных сбросов в р. Енисей [1-3]. Показано, что водный мох является наиболее чувствительным монитором поступления плутония в реку [3]. Оценена интенсивность снижения содержания радионуклидов в гидробионтах после остановки реакторного производства на Горно-химическом комбинате [1]. Выявлено видоспецифичное накопление техногенных радионуклидов рыбами [1, 4, 5]. Самое высокое содержание плутония наблюдалось в хариусе, который питается бентосными беспозвоночными [5]. Показано увеличение содержания ^{137}Cs в мышцах налима и плутония - в мышцах щуки с возрастом рыб [4, 5]. Выявлена биомагнификация ^{137}Cs в терминальном звене трофической сети – щуке [1, 5].

Литература

1. Zotina T.A., Trofimova E.A., Dementyev D.V. *J. Environ. Radioact.*, 2019, 208-209, 106028. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2019.106028>.
2. Zotina T.A., Dementyev D.V., Alexandrova Yu.V. *J. Environ. Radioact.*, 2021, 227, 106461. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2020.106461>.
3. Zotina T.A., Melgunov M.S., Dementyev D.V. et al. *J. Environ. Radioact.*, 2021, 237, 106723. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2021.106723>.
4. Zotina T.A., Anishchenko O.V., Trofimova E.A. et al. *Contemp. Probl. Ecol.*, 2022, 15, 91–99. <https://doi.org/10.1134/S1995425522010115>
5. Zotina T.A., Melgunov M.S., Dementyev D.V. et al. *J Environ Radioact*, 2024, 280, 107561. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2024.107561>.

Работа поддержана грантами Российского фонда фундаментальных исследований, Российского научного фонда и Красноярского краевого фонда науки № 18-44-240003, № 20-44-240004 и № 23-27-10049.

КОНТРОЛЬ ДОЗ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ТЕРРИТОРИЯХ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕХНОГЕННЫМИ РАДИОНУКЛИДАМИ

Алексеев Д.М.^{а,б}, Алексеев Дан.М.^а, Лащенко Т.Н.^{а,в}

^а ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, 123098, г. Москва, ул. Живописная, д. 46

^б РХТУ им. Д.И. Менделеева, 125047, г. Москва, Миусская площадь, д. 9

^в РУДН имени Патриса Лумумбы 117198, г. Москва, улица Миклухо-Маклая, д. 6.

e-mail: alexeyev0891dima@mail.ru

Оценка эффекта от воздействия «малых» доз ионизирующего излучения на биологические объекты является важной и актуальной задачей на территориях с остаточным загрязнением техногенными радионуклидами. В рамках радиационного контроля и мониторинга территории основным показателем безопасности является средняя годовая эффективная доза (СГЭД), которая формируется природным (*nat*) и техногенным (*art*) излучением. СГЭД складывается из доз внешнего (E_{ext}) и внутреннего облучения (E_{int}). В рамках радиационного контроля территории E_{ext} рассчитывается, как правило, по мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) фотонного излучения. Интегральный метод термолюминесцентной (ТЛ) дозиметрии позволяет измерять сразу интегральную E_{ext} , включающую в себя и природный фон территории, вклад которого при больших дозах не является существенным.

Но в диапазоне «малых» доз возникают проблемы при выделении вклада нормируемой техногенной составляющей (E_{ext}^{art}) в E_{ext} , что важно на территориях с остаточным загрязнением для критической группы. При организации экспедиционных выездов авторами предложена методология выделения и оценки вклада E_{ext}^{art} в E_{ext} , с учетом всех факторов воздействия интегральным методом [1], адаптация которого является целью данной работы.

Провели оценку состояния территории радиационно опасного объекта с остаточным загрязнением по ^{137}Cs и ^{60}Co . Отобрали пробы почв на загрязненной и на фоновой территории. Определили содержание природных и техногенных радионуклидов. Среднее содержание природных радионуклидов во всех пробах существенно не отличается.

После обработки данных выявили логнормальное распределение по территории. Провели сортировку данных по удельной активности ($A_{уд}$) ^{137}Cs и ^{60}Co и объединили по группам кратным ПЗУА. по территории на расстоянии 1 м от поверхности почвы установили сборки ТЛ дозиметров сроком на 1 год в пунктах контроля с повышенным содержанием техногенных радионуклидов. Провели измерения E_{ext} , рассчитали вклад E_{ext}^{art} , и выявили, что для почв с $A_{уд}^{137}\text{Cs}$:

- 1 ПЗУА (10 кБк/кг) $E_{ext}^{art} = 0,49 \pm 0,21$ мЗв/год при медиане (*med*) $E_{ext} = 1,57$ мЗв/год;
- $\frac{1}{2}$ ПЗУА $E_{ext}^{art} = 0,21 \pm 0,24$ мЗв/год при *med* $E_{ext} = 1,33$ мЗв/год;
- 0,05 ПЗУА, выделить E_{ext}^{art} не удалось, *med* $E_{ext} = 0,9$ мЗв/год.

Для почв с $A_{уд}^{60}\text{Co}$:

- 1 ПЗУА (0,9 кБк/кг) $E_{ext}^{art} = 0,66 \pm 0,32$ мЗв/год, при *med* $E_{ext} = 1,74$ мЗв/год;
- 0,4 ПЗУА $E_{ext}^{art} = 0,27 \pm 0,23$ мЗв/год при *med* $E_{ext} = 1,35$ мЗв/год;
- 0,03 ПЗУА, выделить E_{ext}^{art} не удалось, *med* $E_{ext} = 1,17$ мЗв/год.

Вывод. В данном исследовании удалось статистически значимо выделить вклад техногенной составляющей внешнего облучения в нормируемую СГЭД методом ТЛ-дозиметрии на территориях, с удельным содержанием в почве ^{137}Cs свыше $\frac{1}{2}$ ПЗУА и для ^{60}Co свыше 0,4 ПЗУА.

РАЗНООБРАЗИЕ И ФУНКЦИОНАЛЬНАЯ АКТИВНОСТЬ МИКРООРГАНИЗМОВ В ПУЛЬПОХРАНИЛИЩАХ НИЗКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**Бабич Т.Л.^а, Романчук А.Ю.^б, Калмыков С.Н.^б, Соколова Д.Ш.^а,
Семёнова Е.М.^а, Назина Т.Н.^а**

^аИнститут микробиологии им. С.Н. Виноградского, ФИЦ Биотехнологии РАН,
117312, Москва, пр-т 60-летия Октября, д. 7, корп. 2,

^бХимический факультет, Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова,
119991, Москва, ГСП-1, Ленинские Горы, д. 1, стр. 3
e-mail: microb101@yandex.ru

Физико-химические условия и особенности эксплуатации искусственных водоемов на территории предприятий атомной промышленности в значительной степени определяют разнообразие населяющей их микрофлоры. Микроорганизмы влияют на функционирование хранилищ жидких радиоактивных отходов (РАО) за счет воздействия на радиоактивные и нерадиоактивные компоненты отходов, а также вызывают коррозию оборудования и разрушение цементирующих глинистых минералов в составе барьеров.

Целью работы было определение разнообразия и функциональной активности микроорганизмов в пульпохранилищах низкоактивных отходов (НАО). Объектом исследования были поверхностные воды из двух пульпохранилищ (ПХ-1 и ПХ-2), расположенных на территории АО «Сибирский химический комбинат» (СХК, Томская обл., РФ). В работе были использованы микробиологические, аналитические, молекулярно-экологические и биоинформатические методы исследования.

Методом высокопроизводительного секвенирования гена 16S рРНК показано доминирование представителей домена *Bacteria*, принадлежащих к филумам *Pseudomonadota*, *Cyanobacteriota* и *Bacteroidota* в микробных сообществах пульпохранилищ СХК. Представленность этих бактерий в сообществах зависела от времени отбора проб. Доля архей в сообществе была очень низка (0.02%), что свидетельствует о низкой скорости метаногенеза в ПХ. Оценен вклад различных таксономических групп бактерий в основные пути метаболизма (циклов азота, серы и одноуглеродных соединений, деградацию жирных кислот, бензоата и др.) в исследованных микробных сообществах ПХ. Культуральными методами в пробах воды из ПХ обнаружены аэробные органотрофные и анаэробные бродильные, денитрифицирующие (ДНБ) и железоредуцирующие бактерии. В накопительной культуре ДНБ, полученной из ПХ, доминировали бактерии рода *Castellaniella* (83.1%), известные устойчивостью к тяжелым металлам, существенно снижающие в процессе денитрификации Eh среды, что может способствовать переводу радионуклидов и переменновалентных металлов из окисленной в восстановленную маломобильную форму. Выделены в чистую культуру бактерии родов *Castellaniella*, *Allopusillimonas* и *Microbacterium*, адаптированные к экстремальным условиям хранилищ жидких РАО. Выявлены особенности сезонного изменения состава и численности микроорганизмов в исследованных пробах (в период с июня по октябрь), позволяющие оценить влияние микроорганизмов на компоненты отходов и безопасность хранилищ при их эксплуатации и консервации.

Работа выполнена при поддержке РФФ (грант № 23-73-30006).

ФОРМИРОВАНИЕ ФОСФАТНОГО БАРЬЕРА ДЛЯ ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ЗАГРЯЗНЕННЫХ ГРУНТОВЫХ ВОД НА УЧАСТКАХ РАЗМЕЩЕНИЯ ОТСТОЙНИКОВ ПРЕДПРИЯТИЙ ТЯЦ

Богуславский А.Е., Гаськова О.Л.

*Институт геологии и минералогии им. В.С. Соболева СО РАН
Россия, 630090 Новосибирск, просп. академ. Коптюга, 3
e-mail: boguslav@igm.nsc.ru*

Одним из наиболее распространенных загрязнителей в грунтовых водах сформированных под действием низкоуровневых РАО являются высокоминерализованные нитратно-кальциевые и сульфатно-нитратно кальциевые растворы с остаточным содержанием урана. Подобные загрязнения отмечаются на объектах многих предприятиях Российской Федерации (ПАО «НЗХК», АО «ЭХЗ», АО «АЭХК» и пр.) и за рубежом. Важное значение имеет то, что сформированное загрязнение способно длительное время распространяться даже после прекращения эксплуатации отстойников, поэтому задача предотвращения распространения загрязнений и ремедиация загрязненных участков водоносного горизонта является актуальной как при выводе отстойников из эксплуатации, так и при формировании подходов к их долгосрочной консервации.

Эксперименты по удалению ионов уранила (UO_2^{2+}) из двух Са-содержащих техногенных- и модельного растворов проведены путем нейтрализации раствором гидрофосфата натрия Na_2HPO_4 , поскольку известно свойство фосфатов поглощать и удерживать радионуклиды. Исследование химического состава осадков проводилось методом рентгеновской фотоэлектронной спектроскопии (РФЭС), уточнение структуры - с помощью рентгенодифракционных исследований. Подтверждено образование гидроксиапатита, в двух образцах дополнительно кристаллизовался брушит - дигидрат гидрофосфата кальция $\text{CaH}(\text{PO}_4) \cdot (\text{H}_2\text{O})_2$. В лабораторных экспериментах продемонстрирована эффективность стабилизации урана в твердой фазе Са-фосфатов при нейтрализации природно-техногенных стоков двух предприятий ЯТЦ растворами Na_2HPO_4 с удалением более 99% урана. Аналогичные результаты были получены в модельном растворе $\text{Ca}(\text{NO}_3)_2$. В осадках предположительно образуются сначала основная масса гидроксиапатита, и затем появляется брушит. Данные рентгеновской дифракции и СЭМ-ЭДС предполагают вхождение урана в брушит $\text{CaHPO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$, второй механизм накопления урана – сорбция на поверхности фосфатных фаз, причем сорбция явно отстает от кристаллизации гидроксиапатита, которая проходит в первые часы реакции, давая четкие каймы по периферии зерен. Термодинамические расчеты позволяют предположить образование собственных фаз урана (оксиды переменного состава или кларкеит, содержащий натрий).

Полученные результаты показывают высокую надежность фосфатных барьеров безопасности для предприятий топливно-ядерного цикла, также эти процессы могут быть использованы для ремедиации участков водоносных горизонтов, загрязненных радионуклидами. Закачивание растворенных фосфатов можно проводить по системе нагнетательных скважин непосредственно в водоносный горизонт на пути движения высокоминерализованных кальциевых растворов. Такой подход приведет к снижению проницаемости горизонта так как новообразованные фосфаты, помимо осаждения урана будут коагулировать межзерновое пространство, формируя комплексный геохимический и гидродинамический барьер.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, грант 24-27-00319.

**ОЦЕНКА ВКЛАДА СИБИРСКИХ РЕК (ОБЬ, ЕНИСЕЙ)
В РАДИАЦИОННОЕ ЗАГРЯЗНЕНИЕ АРКТИКИ****Бондарева Л.Г.***ФБУН «Федеральный научный центр гигиены
им. Ф.Ф. Эрисмана» Роспотребнадзора*

Арктика занимает значительную территорию Северного полушария, обладающая рядом ярких и уникальных климатических, геологических и биофизических особенностей. На Арктической территории протекают крупнейшие реки мира, и которые находятся в Сибирском Федеральном округе Российской Федерации – Обь, Енисей, Лена. Понимание геохимии сибирских рек является важной задачей, которая поможет ограничить глобальный водный баланс и круговороты химических элементов, а также даст информацию о влиянии Северного Ледовитого океана на глобальный климат. Особую озабоченность представляет поведения техногенных радионуклидов в Арктике как с точки зрения окружающей среды, так и пересмотра практики обращения с радиоактивными отходами. Среди важных вопросов, связанных с радиоактивностью в Арктике, — виды, количества и судьба техногенных радионуклидов, поступающих в Северный Ледовитый океан сибирскими реками.

Цель настоящего исследования – оценка влияния стоков крупнейших рек Сибири (Обь, Енисей, Лена) на радиационную ситуацию в Арктике.

Использовались собственные результаты, а также данные открытых информационных источников.

Основной акцент был сделан на выносы рек Обь и Енисей. Это было обосновано тем фактом, что в пойме реки Лена отсутствуют источники техногенного радиоактивного загрязнения.

Уровни антропогенных радионуклидов в морях российской Арктики низки по сравнению с потенциальными источниками загрязнения и в основном образуются в результате глобальных выпадений, чернобыльских выпадений и заводов по переработке ядерного топлива в Западной Европе. Результаты многолетних исследований эстуариев реки Оби и реки Енисей не дали точного заключения относительно выноса радионуклидов этими реками радиоактивных веществ, образующихся в ходе деятельности предприятий ядерно-топливного цикла: ПО «Маяк», СХК, ГХК. Повышенные концентрации ^{137}Cs , измеренные в эстуариях реки Енисей, обусловлены речным переносом с большой площади водосбора.

В целом исследования по стоку сибирских рек в Карское море представляют собой всестороннее современное исследование морской среды Арктики. Несмотря на это данный вопрос требует всестороннего мониторинга. Это связано, в первую очередь с потенциальными вызовами в освоении территорий Крайнего Севера Российской Федерации и с эффективной деятельностью Северного-морского пути.

МИНЕРАЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ УРАН-ОКСИДНОГО ТОПЛИВА И ЦИРКОНИЕВЫХ ОБОЛОЧЕК В ПРОЦЕССЕ ТЯЖЕЛЫХ ЯДЕРНЫХ АВАРИЙ И ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ С ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДОЙ

Бураков Б.Е.^{а,б} Гуржий В.В.^б

^аФизико-технический институт им. А.Ф. Иоффе, 194021, Санкт-Петербург,
Политехническая ул. 26

^бИнститут Наук о Земле, Санкт-Петербургский государственный университет, 199034,
Университетская наб. 7/9
e-mail: burakov@mail.ioffe.ru

Уран-оксидное топливо в различных типах ядерных реакторов, как правило, заключено в металлические оболочки, изготовленные из циркониевых сплавов. В случае тяжелой ядерной аварии на работающем реакторе и перегреве топливных стержней происходят два конкурирующих процесса: плавление кориума (Zr-U-O) и(или) пароциркониевая реакция с образованием водорода и ZrO_2 ¹. Разрушенное топливо (UO_x) и кориум (Zr-U-O) могут формировать твердые радиоактивные частицы («горячие» частицы), а также взаимодействовать с конструкционными силикатными материалами (например, с бетоном), формируя высокорadioактивные «лавы»². Дальнейшее взаимодействие топлива и продуктов его преобразования с водой и воздухом сопровождается образованием разнообразных уранильных соединений («вторичных» урановых минералов)^{3,4,5}. Среди техногенных урансодержащих кристаллических соединений, образовавшихся в результате Чернобыльской аварии, диагностированы следующие минеральные фазы: $(U,Zr)O_2$ (аналог уранинита); моноклинный $(Zr,U)O_2$ (аналог бадделеита); тетрагональный $(Zr,U)O_2$ (не имеет аналогов); $(Zr,U)SiO_4$ (аналог циркона); $UO_4 \cdot 4H_2O$ (аналог студтита); $UO_3 \cdot 2H_2O$ (аналог эпипянтинита); $UO_2 \cdot CO_3$ (аналог ретзерфордина); $Na_4(UO_2)(CO_3)_3$ (не имеет аналогов). В лабораторных экспериментах с использованием реальных чернобыльских образцов доказана возможность образования $Ca[(UO_2)_6O_4(OH)_6] \cdot 8H_2O$ (аналог беккерелита) и $Ca_2[(UO_2)_3O_2(PO_4)_2] \cdot 7H_2O$ (аналог фуркалита). Сходные минеральные соединения следует ожидать в трех разрушенных аварийных реакторах АЭС «Фукусима-1», где предполагается активное взаимодействие топлива и кориума с бетоном, а также многолетний контакт высокорadioактивных материалов с водой.

Полученные результаты имеют большое значение для корректного моделирования долговременного поведения высокорadioактивных материалов. Детальное изучение природных урансодержащих минералов является источником прикладной информации.

Литература

1. Pöml. P., Burakov B., Study of a “hot” particle with a matrix of U-bearing metallic Zr: Clue to supercriticality during the Chernobyl nuclear accident, J. Nucl. Mater., 2017, **488**, 314-318.
2. Burakov B.E. Lava-like materials formed and solidified during Chernobyl accident. In: Comprehensive Nuclear Materials 2nd edition, 2020, vol. 2, 525–540.
3. Burns P.C. et al. Nuclear fuel in a reactor accident, Science, 2012, vol. 335, 1184–1187.
4. Zubekhina B. et al. Long-term aging of Chernobyl fuel debris: corium and “lava”. Sustainability, 2021, **13**, 1073.
5. Gurzhiy V.V. et al. Evolution of Chernobyl corium in water: formation of secondary uranyl phases, Materials, **16**, 2023, 4533.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 23-17-00080.

СОРБЦИОННОЕ ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В УСЛОВИЯХ ЗАКАЧКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ПЛАСТЫ-КОЛЛЕКТОРЫ ПОЛИГОНОВ ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ

Егорова Т.Б., Романчук А.Ю., Власова И.Э., Калмыков С.Н.

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы, д.1, стр.10
egorovatb@my.msu.ru*

Захоронение жидких радиоактивных отходов (ЖРО) в глубинные горизонты (пласты-коллекторы) в России проводится с 1963 года и считается наиболее безопасным способом захоронения. Полигоны глубинного захоронения ЖРО действуют в Димитровграде («Димитровградский»), в Северске («Северский») и в Железнодорожном («Северный»). Пласты-коллекторы пунктов глубинного захоронения (ПГЗ) Северный и Северский сложены песчано-глинистыми осадочными породами. Подземные воды в горизонтах характеризуются низкой подвижностью и слабо-щелочными значениями pH [1]. Необходимой задачей в прогнозном моделировании распространения ЖРО в геологической среде является учет химических реакций, протекающих при взаимодействии компонентов отходов с породами пластов-коллекторов.

Для решения этой задачи в данной работе проводилось определение доминирующих процессов, определяющих поведение долгоживущих альфа-излучающих радионуклидов (нептуния, плутония, урана) в условиях ПГЗ ЖРО. Для этого проводились сорбционные эксперименты с этими радионуклидами на породах пластов-коллекторов, и на модельных сорбентах (глина, кварцевый песок) в лабораторных условиях, моделирующих условия закачки ЖРО. Было установлено, что при удалении кислых технологических отходов на ПГЗ ЖРО «Северский» в условиях дальней зоны (при отдалении от непосредственного места закачки, снижении температуры и увеличении pH) основными компонентами пород, ответственными за удерживание $Np(V)$, являются глинистые минералы [2]. Связанные таким образом формы $Np(V)$ оказываются устойчивыми во времени. В то время, как Pu в аналогичных условиях в «ближней зоне» закачки преимущественно связывается с оксидами железа и хрома, образующимися из растворов ЖРО. Сорбированные формы $Pu(IV)$ устойчивы во времени, в том числе в условиях взаимодействия со слабокислыми отщепляющими растворами [3]. В результате такого выщелачивания мобилизуется $Pu(V)$, который в дальнейшем способен эффективно сорбироваться на породе.

При сорбции урана на песках пласта-коллектора ПГЗ «Северный» в условиях закачки низкоактивных отходов кварц проявляет большую сорбционную способность по отношению к UO_2^{2+} по сравнению с глиной. Однако в области щелочных значений pH сорбция урана существенно снижается вследствие образования карбонатных комплексов, поэтому при моделировании важен учет как значения pH, так и актуальной концентрации карбонат аниона.

Литература

1. Гаврилов П.М. и др. *Радиоактивные отходы*, 2018, **3**, 50.
2. Egorova T.B. et al. *Applied Geochemistry*, 2022, **147**, 105487.
3. T.B. Egorova et al. *Environmental Science: Processes & Impacts*, 2025, **27**, 1003.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда, проект 19-73-20051.

ОЦЕНКА СОСТОЯНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕРРИТОРИИ ВБЛИЗИ ОБЪЕКТА ПО ДОБЫЧЕ И ПЕРЕРАБОТКЕ УРАНОВЫХ РУД

Карл Л.Э.^{а,б}, Лащенко Т.Н.^{а,в}, Новиков С.В.^б

^а *ФГБУ ГНЦ РФ Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна
ФМБА России, 123098, Москва, Живописная, д. 46,*

^б *ФГУП Научно-технический центр радиационно-химической безопасности и гигиены ФМБА
России, 123103, Москва, Щукинская, д. 40.*

^в *Российский университет дружбы народов имени Патриса Лумумбы,
117198, Миклухо-Маклая, д.6.*

e-mail: lidiakarl@yandex.ru

В России есть территории, подвергшиеся техногенному воздействию в период освоения месторождений урана. В данной работе обследовали территорию в районе расположения ЛПО «Алмаз», (г. Лермонтов Ставропольский край), где проводилась добыча и переработка урана в 1945–1976 гг. С момента вывода его из эксплуатации прошло почти 50 лет. **Целью работы** является оценка современного состояния радиационной безопасности территорий объекта.

Для оценки состояния территории провели радиационное обследование жилой зоны, зоны отвала штольни №32, примыкающей к жилой зоне, территории горы Бештау [1] по следующим показателям: мощность амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения (МАЭД ГИ), плотность потока ^{222}Rn (ППР), удельная активность ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K в горных породах и поверхностных отложениях, а также объемная активность ^{222}Rn в помещениях жилых и общественных зданий на территории Лермонтова.

Результаты статистической обработки данных показали логнормальный закон распределения, в качестве центральной тенденции использовали медиану и её доверительные интервалы. На территории горы Бештау: все средние значения МАЭД ГИ, ППР и $A_{\text{эфф}}$ превысили допустимые значения; на территории штольни №32: МАЭД ГИ составила 0,2 мкЗв/ч, а ППР и $A_{\text{эфф}}$ превышают допустимые значения. В жилой зоне значения: ППР ($n = 60$) составили 163 - 242 (med = 203), что выше в 2,5 раза 80 мБк/м²с; $A_{\text{эфф}}$ для ЕРН составила 179 Бк/кг и не превышает 370 Бк/кг; медиана МАЭД ГИ равна 0,2 мкЗв/ч. Средние значения ЭРОА_{Rn} в помещениях зданий г. Лермонтов составляют 111 - 127 (med=119) Бк/м³, не превышают 200 Бк/м³, при этом максимальные значения превышают допустимое значение до 10 раз. Корреляционно-регрессионный анализ данных показал, что статистически значимо на содержание ^{222}Rn в зданиях влияет в первую очередь удельная активность ^{226}Ra вблизи здания. На основе этого разработали референтные параметры контроля на потенциально радоноопасной территории для регулирования защиты населения по содержанию ^{226}Ra для «проектируемых» до 40, «эксплуатируемых» от 40 до 85 и для «аварийных» выше 85 Бк/кг. Это позволит привязать точки контроля для составления программы мониторинга, проводить обоснованный выбор зданий для обследования, оптимизировать объём мониторинга. Оценка состояния радиационной безопасности на территории проживания населения в настоящее время позволила выявить потенциально радоноопасные участки для принятия управленческих решений для проведения комплекса мероприятий.

Литература

1. Микляев П.С и др. Радиационная обстановка в районе горного массива Бештау – М.: Радиация и риск (Бюллетень Национального радиационно-эпидемиологического регистра), 2024. – С. 65-78.

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ CS-137 В СТВОЛЕ СОСНЫ ОБЫКНОВЕННОЙ (PINUS SILVESTRIS L.), КАК ОСНОВА ДЛЯ МЕТОДИЧЕСКИХ РЕКОМЕНДАЦИЙ ПРОВЕДЕНИЯ РАДИАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ ЛЕСОВ

Карпов А.Д., Горбунов И.Ю., Раздайковин А.Н.

*Всероссийский научно-исследовательский институт лесоводства и механизации лесного хозяйства, 141202, Московская область, г. Пушкино, ул. Институтская, 15,
e-mail: karpov@vniilm.ru*

Различного рода ядерные испытания и радиационные инциденты привели к значительному загрязнению лесных экосистем. Согласно действующим методическим рекомендациям по проведению радиационного обследования лесов, отбор проб древесной растительности должен проводиться на высоте 1 – 1,3 метра от комля дерева. Однако многолетние исследования показывают, что такой подход не дает объективную оценку содержания радионуклидов в древесной растительности.

В данной работе детально исследовано распределение Cs-137 в стволе модельного дерева сосны обыкновенной (*Pinus sylvestris* L.), отобранного в лесах Брянской области, на отрезе от комля дерева до 10 метров с шагом в 10 см. Распределение Cs-137 в коре и древесине имеет ярко выраженную колебательную характеристику вдоль ствола дерева (Рисунок 1), что согласуется с распределением Cs-137 в коре, полученным в нашей предыдущей работе [1]. На основе проведенного спектрального анализа Фурье в коре модельного дерева был определен период колебания удельной активности вдоль ствола, равный 1 м, и на основе полученных гармоник был синтезирован модельный ряд, описывающий распределение Cs-137 в коре вдоль ствола дерева. На рисунке видно, что экспериментальные значения удельной активности Cs-137 хорошо согласуются с модельной аппроксимацией ряда Фурье.

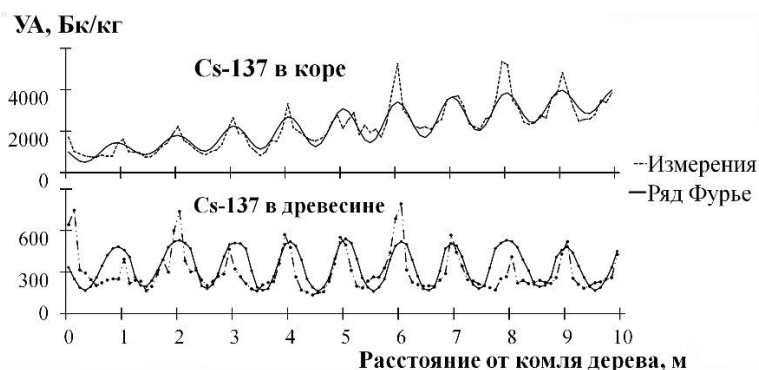


Рисунок 1. Удельная активность Cs-137 в коре и древесине сосны обыкновенной

Полученные нами результаты значительно расширили понимание распределения Cs-137 в древесной растительности и должны лечь в основу для внесения изменений в методические подходы при проведении радиационного обследования лесов. С нашей точки зрения, для наиболее объективной оценки радиационного загрязнения лесного сектора, требуется отбирать смешанную пробу коры или древесины не с одной, а с десяти точек дерева с шагом в десять сантиметров вдоль ствола дерева. Также важно на участке обследования отбор пробы проводить не менее, чем с пяти деревьев.

Литература

1. Карпов А.Д., Горбунов И.Ю., Калинин В.В. Колебательный характер вертикального распределения Cs-137 в коре Сосны обыкновенной // Доклады российской академии наук. Науки о жизни. 2023. Т. 512 С. 506–510

Работа выполнена в лаборатории радиационного контроля ФБУ ВНИИЛМ в рамках темы государственного задания в 2023–2024 гг.

**БАКТЕРИАЛЬНЫЙ БИОТЕСТ КАК ОСНОВА ПРОГНОЗИРОВАНИЯ
АКТИВНОСТИ КЛЕТОК КРОВИ ВЫСШИХ ОРГАНИЗМОВ
ПРИ НИЗКОДОЗОВОМ ВОЗДЕЙСТВИИ ТРИТИЯ**

Колесник О.В.^а, Жигарев А.А.,^б Федотова А.С.,^б Бадун Г.А.,^в Кудряшева Н.С.^а

^а *Институт биофизики СО РАН – обособленное подразделение ФИЦ КНЦ СО РАН, 660036, Красноярск, Академгородок, 50/50*

^б *ФГБОУ ВО Красноярский ГАУ, 660130, Красноярск, ул. Елены Стасовой, 44А*

^в *ФГБОУ ВО «Московский государственный университет имени М. В. Ломоносова», 119991, Москва, Ленинские горы, 1, стр. 3
e-mail: olga.kolesnik.krsk@gmail.com*

Низкоинтенсивные радиоактивные загрязнения являются актуальной проблемой с точки зрения радиохимии и радиобиологии. Биологические тесты, наряду с химическими, составляют методологическую основу экологических исследований. В основе биотестирования лежит использование живых организмов для оценки токсичности окружающей среды.

Изучение влияния детоксицирующих веществ на низкодозовые ионизирующие воздействия актуально с точки зрения сохранения безопасности окружающей среды. В качестве природного детоксиканта в данном исследовании использовали гуминовые вещества (ГВ). Они являются продуктами естественной окислительной трансформации органического вещества в почвах и донных отложениях.

Образцы бактериальной суспензии готовили из лиофилизированного препарата *Photobacterium phosphoreum*. Удельная радиоактивность НТО в бактериальной суспензии – 2 МБк/л.

В качестве источника трития использовали тритиевую воду (НТО), а в качестве источника ГВ – препарат Гумат-80, («Гумат», Иркутск, Россия). Выбранная концентрация ГВ составляла 10^{-3} г/л.

Калифорнийских кроликов (возраст 7 месяцев) разделили на экспериментальную (10 особей) и контрольную (15 особей) группы. Кроликов первой группы поили водой с НТО (1 МБк/л) в отсутствие и присутствии ГВ. Оценивали 2 типа физиологических параметров кроликов: общие клинические и клинико-гематологические показатели крови кроликов (фагоцитарная активность клеток лейкоцитов).

Проанализировано влияние НТО на люминесцентные бактерии и фагоцитарную активность клеток крови кроликов. Наблюдалась активация биолюминесценции бактерий и повышение фагоцитарной активности лейкоцитов при низких дозах (0,05 и 0,14 мГр) и ингибирование при более высоких дозах (0,34 и 1,57 мГр, соответственно). Общие клинические показатели кроликов во всех случаях не изменялись. Таким образом, клеточные ответы на низкодозовое воздействие НТО были схожи для клеточного и высшего организмов. Следовательно, стандартный экспрессный бактериальный биотест может быть использован для прогнозирования влияния трития на клеточные процессы высших организмов.

Для изучения радиопротекторной активности ГВ выбраны 2 радиотоксичные (ингибирующие) дозы: 0,34 мГр для бактерий и 5,7 мГр для кроликов. Воздействие ГВ приближало как интенсивность биолюминесценции, так и фагоцитарную активность клеток кроликов к контрольным значениям без НТО. Таким образом, радиопротекторная активность ГВ наблюдалась для обоих организмов – бактерий и кроликов

РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСЛЕДНИХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПОЙМЫ р. ЕНИСЕЙ В РАМКАХ ФЦП

Костюк И.В., Садырев Д.Ю.

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

Объектом исследования в 2023 году являлись 13 тестовых участков поймы р. Енисей, выбранных по результатам работ в 2008-2012 и 2016-2020 годах, на интервале реки от места сброса до 330 км ниже места сброса сточных вод ФГУП «ГХК» (с. Атаманово – о. Касовский) и участок протяженностью от 710 до 800 км ниже места сброса сточных вод ФГУП «ГХК» (п. Ворогово – д. Подкаменная Тунгуска).

Цель работы: мониторинг радиоэкологического состояния поймы реки Енисей, получение и накопление информации о состоянии природной среды в зоне наблюдения ФГУП «ГХК».

В 2023 году с целью выявления на вышеуказанных интервалах реки участков поймы, требующих реабилитации:

- проведен радиоэкологический мониторинг тестовых участков (детальная гамма-съемка на площади 50 га, количество измерений 7101 ед., отбор проб аллювиальных и донных отложений, соответственно 90 и 10 ед.);

- выполнено радиоэкологическое обследование поймы реки на участках «сплошного» обследования от о. Феникса Коса до д. Подкаменная Тунгуска (от 755 км до 800 км ниже места сброса сточных вод ФГУП «ГХК»): сплошная пешеходная гамма-съемка берегов и островов в пределах береговой полосы протяженностью 45 км (2460 измерений), детальное обследование на площади 25 га (2732 измерений), отбор проб аллювиальных и донных отложений, соответственно 45 и 5 ед.;

- проведены лабораторные исследования и обработка экспедиционных материалов гамма-спектрометрическим методом в объеме 150 единиц, радиохимическим методом на содержание стронция-90 в объеме 15 единиц и на содержание плутония-239 в объеме 15 единиц.

Выполнена оценка возможных дозовых нагрузок на население в зоне влияния поймы р. Енисей на обследованных участках.

Выводы

Участков поймы, требующих реабилитации в соответствии с действующими нормативными документами, не выявлено.

Дозовые нагрузки, обусловленные гамма-излучением от поверхности земли, значительно ниже предела годовой эффективной дозы для населения согласно НРБ-99/2010.

Работа выполнена в рамках Федеральной целевой программы по Государственному контракту № Д.4ш.244.20.22.1013 от 02.02.2022 «Мониторинг поймы реки Енисей в зоне наблюдения ФГУП «ГХК» в обеспечение мероприятия «Мониторинг поймы реки Енисей в зоне наблюдения федерального государственного унитарного предприятия «Горно-химический комбинат» (г. Железногорск, Красноярский край)»

**ВКЛАД РАЗЛИЧНЫХ ПРОЦЕССОВ В ВЕРТИКАЛЬНЫЙ
ТРАНСПОРТ БЕРИЛЛИЯ-7 В ЧЕРНОМ МОРЕ**

**Кременчуцкий Д.А., Дымова О.А., Гуров К.И.,
Евстигнеева Н.А., Гурова Ю.С.**

*Морской гидрофизический институт РАН, 299011, Севастополь, ул. Капитанская 2
e-mail: d.kremenchutsky@gmail.com*

Бериллий-7 – естественный радионуклид космогенного происхождения. Его период периода около 53 суток. Он непрерывно образуется в атмосфере и поступает в морскую среду с потоком сухих и влажных атмосферных выпадений. Этот радионуклид представляет большой интерес в роли трассера процессов, протекающих в морской среде на временных интервалах от синоптического до сезонного. Прежде чем использовать этот радионуклид в роли трассера того или иного процесса, необходимо понимать какие именно процессы определяют пространственно-временную изменчивость поля концентрации этого радионуклида в том или ином районе. В связи с этим, цель исследования заключалась в получении количественных оценок пространственной изменчивости вклада адвективного, диффузионного и седиментационного переносов в вертикальный транспорт бериллия-7 в водах Черного моря.

Количественные оценки вклада рассматриваемых процессов в вертикальный транспорт бериллия-7 были получены с использованием 3D термогидродинамической модели циркуляции Черного моря (модель МГИ), дополненной блоком переноса бериллия-7. Разрешение модели 1,6×1,6 км, 27 горизонтов по вертикали. Численные эксперименты охватывали периоды 2015–2020 гг. и 2022–2023 гг. Валидация результатов численных экспериментов проводилась с использованием натурных данных о температуре, солености и концентрации бериллия-7.

Анализ результатов численных экспериментов позволил установить, что при глубине места свыше 50 м, доминирующим процессом, определяющим вертикальный транспорт радионуклида, являлся его диффузионный перенос (вклад свыше 60% во всех районах), на втором месте адвективный перенос (в отдельных районах вклад достигает 35%), на третьем – седиментационный (вклад меньше 20% во всех районах). Рост вклада адвективного переноса отмечался в районе Основного Черноморского течения, что связано с его меандрированием и образованием вихрей. При глубине места до 50 м доминирующим процессом был как диффузионный (вклад в отдельных районах достигает 75%), так и седиментационный перенос (в отдельных районах вклад превышает 50%), что связано с особенностями пространственной изменчивости поля концентрации взвеси. Влияние адвективного переноса наименее значимо и не превышало 5%.

Пробы морской воды отбирались и обрабатывались в рейсах НИС «Профессор Водяницкий» в рамках темы гос. задания FNNN-2024-0001. Численные эксперименты и анализ полученных результатов был выполнен в рамках гранта РФФ № 22-77-10056.

ПЕРВЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПОЛЕВОГО ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ОПРЕДЕЛЕНИЮ ПАРАМЕТРОВ МИГРАЦИИ ИЗОТОПОВ В ПОЙМЕННЫХ ПОЧВАХ РЕКИ ЕНИСЕЙ**Кропачева М.Ю.**

*Институт геологии и минералогии СО РАН им. В.С. Соболева, 630090, Новосибирск,
проспект академика Коптюга, 3,
e-mail: marya@igm.nsc.ru*

В ходе многолетних исследований содержаний искусственных изотопов в пойме реки Енисей в различных зонах влияния Красноярского горно-химического комбината (ГХК) были получены данные о содержаниях искусственных изотопов в компонентах пойменного биогеоценоза (почва, ризосфера, корни пойменных растений, надземная часть пойменных растений). Эти данные представляли валовые содержания искусственных изотопов и их формы нахождения в косном и живом веществе компонентов пойменного биогеоценоза [1, 2, 3]. На основе данных о подвижных формах изотопов было количественно оценены вторичные выносы искусственных изотопов, депонированных в компонентах пойменного биогеоценоза, в результате паводков [4]. Для подтверждения этой теоретической оценки была начата серия натурных экспериментов. Первым из серии стал эксперимент с ризобоксами по определению скорости миграции искусственных изотопов в пойменной почве модельного участка (косы Атамановской) в ближней зоне влияния Красноярского ГХК.

Полевой эксперимент с ризобоксами проводился в 2023-2024 годах. Ризобоксы представляли собой проволочные короба размером 330x250x180 мм. В каждый короб помещались три слоя по 20 мешочков с чистым грунтом с фонового участка поймы. Ризобоксы были размещены в приповерхностном грунте в голове и хвосте косы Атамановской на границе зоны затопления ежегодными паводками. Полевая часть эксперимента длилась 316 дней (29.08.2023-10.07.2024). Определение γ -излучающих изотопов проводилось в Центре коллективного пользования Многоэлементных и изотопных исследований СО РАН методом γ -спектрометрии на HPGe ППД с низкофоновым криостатом EGPC 192-P21/SHF 00-30A-CLF-FA (EURISYS MEASURES, Франция) с коаксиальным Ge(Li) полупроводниковым детектором ДГДК-100В (ИФТП, г. Дубна).

Определенные удельные активности γ -излучающих изотопов в образцах грунта из ризобоксов малы и редко превышают 6,5 Бк/кг. Удельные активности изотопов во вмещающей почве значительно выше, от 480 Бк/кг (^{152}Eu) до 11 Бк/кг (^{60}Co). Это указывает прежде всего на недостаточную длительность проведения полевого эксперимента. Соотношение содержаний изотопов в грунте ризобоксов совпадает с таковым во вмещающей почве. Первичный анализ полученных данных показывает преимущественно вертикальное перемещение изотопов в экспериментальной системе, однако для некоторых изотопов распределение имеет более сложный характер. Также миграционные способности заметно зависят от влажности как вмещающей почвы, так и чистого грунта из ризобокса.

Литература

1. Kropacheva M., Melgunov M., Makarova I. *Journal of Environmental Radioactivity*, 2017, **167**, 180.
2. Kropacheva M., Melgunov M., Makarova I. *Central European Geology*, 2013, **56**, 153.
3. Чугуевский А., Мельгунов М., Макарова И., Кропачева М. *Вестник Забайкальского государственного университета*, 2019, **25**, 54.
4. Кропачева М.Ю., Чугуевский А.В., Репина А.В. *XIII Международная биогеохимическая школа-конференция*, 2023, Пущино, 73.

Работа выполнена в рамках государственного задания ИГМ СО РАН (№122041400193–7).

ОЦЕНКА ДИНАМИКИ НАКОПЛЕНИЯ ТОРФА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РАДИОНУКЛИДНОЙ ХРОНОЛОГИИ

Кузьменкова Н.В.^{1,2}, Цыганов А.Н.¹, Репкина Т.Ю.², Андреев Р.А.², Новенко Е.Ю.²

¹*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
1199991, Ленинские горы 1., стр.10,*

²*Институт географии РАН, 119017, Москва, Старомонетный переулок, дом 29, стр. 4.
e-mail: kuzmenkovanv@my.msu.ru*

Применение методов радионуклидного датирования, в частности хронологии по ^{210}Pb и ^{137}Cs , произвело революцию в понимании динамики накопления торфа в болотных системах. Эти методы обеспечивают важнейшие временные рамки для исследования современных процессов торфообразования и изменений окружающей среды за последнее столетие. Недавние исследования болот с использованием этих методов выявили переменные скорости накопления для разных типов водно-болотных угодий - от 0,1 до 4,5 мм/год. Эти вариации отражают сложное взаимодействие климатических условий, гидрологических режимов и растительных сообществ, характерных для экосистем болот. Сочетание методов датирования по ^{210}Pb и ^{137}Cs оказалось особенно ценным для выявления современных изменений скорости накопления, потенциально связанных с изменением климата и антропогенным влиянием в регионе.

В исследовании использовались торфяные керны, отобранные в Московской (Балашихинский район), Тверской (Центральный-Лесной государственный природный биосферный заповедник) и Архангельской (Мезенский район) областях, а также центральной Сибири. Отобранные керны из болот Московской и Архангельской области представляют низинные болота. Тверской керн отобран из верхового болота. Сибирский торфяной монолит отобран на Вановарском болоте (левый берег Подкаменной Тунгуски, окрестности пос. Ванавара, Красноярский край; $60^{\circ}20'30''$ с.ш. $102^{\circ}17'27''$ в.д.), представляющем собой овальный болотный комплекс. Определение гамма-активных радионуклидов проводили на гамма-спектрометре ORTEC GEM-C5060P4-B с полупроводниковым детектором из высокочистого германия (HPGe) с бериллиевым окном и относительной эффективностью 20%. Время измерения проб составляло от 60 000 до 250 000 секунд в зависимости от интенсивности регистрации целевых радионуклидов. Неподдерживаемый свинец определяли вычитанием дочернего изотопа ^{226}Ra из общей удельной активности ^{210}Pb .

Результаты исследований показали разную скорость торфообразования за последние 150 лет. Для Московской области была определена скорость торфообразования в 0,42 см/год. Для Тверской области: скорости торфообразования в периоды до 1963 года - 0,3 см/год, 1963-1986 - 0,5 см/год, 1986 – наше время - 1,3 см/год. Самая низкая скорость торфообразования зафиксирована в Архангельской области – 0,13 см/год. Керн болотных отложений из Тверской области попал в радиоактивный след Чернобыльской катастрофы. Построенная модель с использованием ^{137}Cs в качестве дополнительного маркера для сибирского керна установила рекордно высокую скорость торфонакопления - 7,1 мм/год. Для сибирского торфа было определено общее количество $^{239,240}\text{Pu}$, (0,009-0,0018 Бк/кг) а также их атомное соотношение (0,117), что доказывает вклад исключительно глобальных выпадений в радиоактивность изученного болота.

Синергетическое взаимодействие современных климатических изменений, динамики многолетней мерзлоты и реакции растительности в сочетании с уникальными условиями сибирских болот может объяснить наблюдаемые ускоренные темпы накопления торфа.

Исследование выполнено при поддержке гранта Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (Соглашение № 075-15-2024-554 от 24.04.2024)

КОМПЛЕКСНАЯ ЗАЩИТА ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ АВАРИЙНЫХ ТЕРРИТОРИЙ

Лашенцова Т.Н.^{1,2}

^а *Российский университет дружбы народов, 117198, Москва, Миклухо-Маклая, д 6,*
^б *ФГБУ ГНЦ РФ Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна*
ФМБА России, 123098, Москва, Живописная, д 46
e-mail: tlaschenova@yandex.ru

Территории радиационных аварий и инцидентов, территории мирных ядерных взрывов, объектов ядерного и уранового наследия, территории загрязненные обедненным ураном и многие другие являются источниками техногенного загрязнения, представляющие опасность для человека. При выводе из эксплуатации таких территорий необходимо учитывать, что они могут быть загрязнены как техногенными, так и природными радионуклидами, которые являются химическими соединениями и потенциально опасны по радиационному и химическому факторам. У каждого техногенного загрязнителя своё нормирование, необходимо выявить и оценить вклад каждого фактора в величину полной техногенной нагрузки. Это требует комплексного подхода к выявлению и оценке величины и потенциальной опасности техногенной нагрузки для защиты персонала и населения при выводе из эксплуатации ЯРОО и реабилитации территорий, и является **важной и актуальной задачей**. Результаты комплексного мониторинга на разных аварийных площадках, накопленные авторами [1,2] показывают, что часто превалирует химическое загрязнение, которое не входит в обязательную программу контроля территории, загрязненную радионуклидами. В российских документах отсутствуют единые рекомендации и согласованные требования к выводу из эксплуатации. **Целью** данного исследования является унифицированный подход на основе экологических параметров контроля состояния территории и гигиенических критериев оценки здоровья персонала и населения в зависимости от типа и степени загрязнения для всех факторов воздействия.

Предложения направлены на разработку методологии комплексного мониторинга для выявления всех факторов техногенного воздействия на территории и обязательного контроля содержания не только радионуклидов, но и химических загрязнителей: в почве, приземном слое атмосферного воздуха, продуктах питания, подземной и поверхностной воде для оценки степени потенциальной опасности загрязнения. Далее проводится оценка степени потенциальной опасности загрязнения, с одной стороны и оценка потенциальной опасности для здоровья персонала и населения, с другой. Для унификации комплексного подхода по радиационным и химическим факторам предлагается оценка канцерогенного радиационного и химического риска. Это позволит разработать критерии остаточного радиационного и химического загрязнения при выводе из эксплуатации аварийных территорий, которые будут служить основой для разработки методологии, позволяющей принимать управленческие решения.

Результат. Выявили основные референтные удельные показатели, формирующие среднюю годовую эффективную дозу облучения (СГЭД) за счет техногенных и природных радионуклидов. Разработали основные критерии оценки для территорий с дополнительной техногенной химической нагрузкой и техногенно измененным природным фоном.

Литература

1. Лашенцова Т.Н. Комплексная оценка состояния окружающей среды по радиационным и химическим факторам ...: автореф... дис. д-р биол. наук. – М.: 2008. – 50 с.
2. Карл Л.Э. Радиоэкологическая защита населения на потенциально радоноопасных территориях: автореф... дис. канд. биол. наук. – М.: 2024. – 28 с.

ПОЛИМЕРНЫЕ СТРУКТУРООБРАЗОВАТЕЛИ ДЛЯ ЗАЩИТЫ И РЕАБИЛИТАЦИИ ЗАГРЯЗНЕННЫХ ПОЧВ.

Михейкин С.В.¹, Анциферова Е.Ю.¹, Дунинлин А.В.¹, Сергеев В.Г.², Сыбачин А.В.²

¹Акционерное общество «Высокотехнологичный научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А.Бочвара»,
123098, Москва, Рогова 5а,

²Московский Государственный Университет, Химический факультет
119991, Москва, Ленинские горы 1, стр.3
e-mail: SVMikheykin@bochvar.ru

В результате многолетней деятельности ядерно- радиационноопасных объектов (ЯРОО) и в случае радиационных инцидентов происходит загрязнение поверхности почвы радиоактивными веществами. В дальнейшем такие почвы становятся источником вторичного переноса загрязнителей в окружающей среде с водными и ветровыми потоками.

Коллективом ВНИИНМ и МГУ разработан класс и несколько поколений интерполиэлектролитных (ИПЭК) структурообразователей, предназначенных для локализации загрязненных почв и реабилитации территорий. Разработанная и усовершенствованная технология опирается на применение полимерных связующих, являющихся продуктом взаимодействия противоположно заряженных, полиэлектролитов¹.

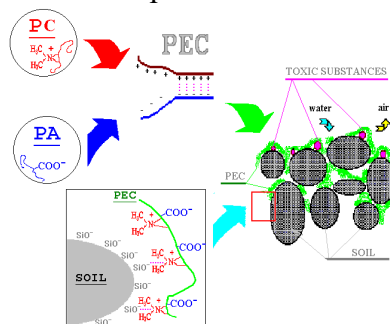


Рисунок 1. Принцип создания поликомплекса и связывания грунтов.

Предложенная технология сопрягается с естественными приемами рекультивации территорий. Нами установлено, что образующаяся почвенно-полимерная корка не только эффективно предотвращает водную и ветровую эрозию почв, но и для ряда травяных культур оказывает стимулирующее воздействие, успешно восстанавливая дерновый слой. Показано, что применение структурообразователя на 2 порядка снижает аэрозольное загрязнение воздуха радиоактивными веществами, устойчиво к порывам ветра до 30 м/с, механической нагрузке до 5,0 кг/м² при норме внесения водного раствора ИПЭК в количестве 1,0 л/м², срок службы покрытия в интервале температур от минус 30 до плюс 35 градусов Цельсия не менее 12 месяцев при норме осадков 600 мм.

Разработанные ИПЭК применены для осветления водных растворов в процессе дезактивации почв.

Литература

1. Zezin A.B., Mikheykin S.V., Rogacheva V.B., Zansokhova M.F., Sybachin A.V., Yaroslavov A.A. Polymeric stabilizers for protection of soil and ground against wind and water erosion, *Advances in Colloid and Interface Science*, Volume 226, Part A, December 2015, Pages 17–23, Elsevier, *Colloid and Polymer Interfaces in Bio-resources and Environments*.

ОСОБЕННОСТИ РАСПРОСТРАНЕННОСТИ И МИГРАЦИИ УРАНА В НЕДРАХ ЕНИСЕЙСКОГО УЧАСТКА

Озерский А.Ю.

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва;
e-mail: ozerskiy@ibrae.ac.ru*

Радиогеохимическое изучение горных пород участка Енисейского, предназначенного для захоронения твердых радиоактивных отходов, выполнялось в составе большого комплекса геологоразведочных работ, направленных на обоснование пригодности недр участка для этой деятельности. Участок Енисейский, расположенный примерно в 50 км северо-восточнее Красноярска, сложен раннеархейскими гнейсами, занимающими 80% объема породного массива. Гнейсы пронизаны дайками долеритов, при этом доля даек в массиве не превышает 20%.

Проанализированные пробы горных пород были получены из керна скважин, глубина которых достигала 700 м. Лабораторными гамма-спектрометрическими анализами была определена удельная активность естественных радионуклидов (ЕРН): ^{226}Ra , ^{232}Th и ^{40}K . При научном анализе результатов они были сгруппированы в две базы даны по глубине. Первая из них соответствует верхней региональной зоне трещиноватости 0-150 м, а вторая – глубинной части массива (150-700 м). Массовые концентрации ЕРН были вычислены из их удельных активностей, причем концентрация ^{238}U вычислена исходя из предположения о его равновесии с ^{226}Ra (табл. 1).

Таблица 1. Среднее содержание ЕРН в породах Енисейского участка, г/т

Радионуклиды, показатели	Кларк	Гнейсы в интервалах глубин, м		Долериты в интервалах глубин, м	
		0-150	150-700	0-150	150-700
^{238}U	2,6	1,8	2,3	1,7	2,0
^{232}Th	12	21,4	19,7	8,3	6,9
^{40}K	2,5	3,1	2,8	1,5	1,6

Гнейсы характеризуются наиболее высокими содержаниями ЕРН, поэтому их эффективная активность (200 Бк/кг) в два раза превышает активность долеритов [1]. При этом было выявлено, что концентрации ^{232}Th и ^{40}K в зоне трещиноватости и в глубинной зоне близки, тогда как содержание урана в глубинной зоне на 27% выше, чем у поверхности (табл. 1). Сопоставление выборок ^{238}U в верхней и глубинной зонах по критерию Колмогорова-Смирнова, показало, что они имеют различные распределения.

Статистически значимые различия концентраций урана в верхней и нижней зонах свидетельствуют о выносе урана из верхней зоны массива за счет инфильтрации атмосферных осадков. Расчеты инфильтрации, начавшейся предположительно в середине мелового периода, показывают, что уменьшение содержания урана с 2,3 до 1,8 г/т обеспечивается слоем подземного стока 3,7 мм или модулем подземного стока 0,12 л·с/км², что составляет всего 0,5-1% от современной годовой суммы осадков.

Литература

1. Озерский А. Ю., Озерский Д. А. Естественные радионуклиды в геологической среде участка «Енисейский» (Красноярский край) // Радиоактивные отходы. 2024. № 4 (29). С. 74—87. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-4-74-87.

**ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ
В ЗАГРЯЗНЕННЫХ ГРУНТАХ****Ржевская А.В., Скрылева П.И., Власова И.Э., Романчук А.Ю., Калмыков С.Н.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
119991, г. Москва, Ленинские горы д.1, стр.3,
e-mail: rzhevskiaa.a@gmail.com*

Деятельность предприятий ядерной энергетики приводит к образованию больших объемов радиоактивных отходов, требующих безопасного с ними обращения. Кроме того, на территории предприятий накопились локальные участки исторического радиоактивного загрязнения. Изучение миграции радионуклидов в окружающей среде имеет важнейшее значение для оценки и минимизации потенциальных рисков для здоровья человека и экосистем. Миграционное поведение техногенных радионуклидов в условиях окружающей среды определяется их формами нахождения, которые определяются процессами взаимодействия радионуклидов с природными составляющими: минералами и природным органическим веществом.

В рамках данной работы исследованы образцы грунтов, отобранные на загрязненных участках территории промышленной площадки АО «СХК» в 2023-2024 гг. Содержание гамма-излучающих радионуклидов определялось гамма-спектрометрически. Для определения состава альфа-излучающих радионуклидов предварительно проводилось химическое разделение с использованием экстракционных смол и последующее измерение на альфа-спектрометре. Была использована цифровая радиография для качественного анализа микрораспределения радиоактивности в исследованных пробах, а также растровая электронная микроскопия с рентгено-спектральным микроанализом для характеристики состава и морфологии проб.

Для кернов были получены вертикальные распределения радионуклидов и во всех случаях наблюдалось снижение радиоактивности с глубиной, однако характер распределения варьировался в зависимости от типа грунта, радионуклида и источника загрязнения. Также было установлено, что при глубине отбора проб до 50 см фоновые значения содержания радионуклидов в загрязненных участках не были достигнуты.

Для всех образцов было определено содержание органического вещества, химический состав, значение pH, концентрация железа, соотношение обменных катионов. Содержание органического вещества варьировалось от 2 до 33%. В пробах с наиболее высоким содержанием, органическое вещество было охарактеризовано методом флуориметрии.

Формы нахождения радионуклидов в почвах определены методом последовательного выщелачивания по методике Тессьера, которое заключается в последовательной обработке образца с усилением агрессивности реагентов с целью выделения фракций, с которыми связаны радионуклиды. Для выявления факторов, влияющих на миграционную способность радионуклидов, проведено сопоставление физико-химических свойств почвы и форм нахождения исследованных радионуклидов. Было показано, что в зависимости от химических свойств радионуклидов, определяющими становятся различные характеристики почвы.

Было проведено исследование длительного (до 6 месяцев) выщелачивания радионуклидов из загрязненных образцов почв модельным раствором, имитирующим природную воду при варьировании pH от 7 до 10. Эксперименты показали, что значительного выщелачивания радионуклидов не наблюдалось. Для ряда образцов наблюдалось небольшое увеличение выщелачивания при увеличении значения pH.

Работа выполнена при поддержке РНФ (грант № 23-73-30006).

ТЕКУЩИЙ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ В РАЙОНЕ ФГУП «ГХК» И ЕГО РЕЗУЛЬТАТЫ

Садырев Д.Ю., Шишлов А.Е.

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

На ФГУП «ГХК» проведение радиоэкологического мониторинга возложено на Лабораторию радиоэкологического мониторинга Экологического управления (ЛРЭМ ЭУ).

Основными задачами ЛРЭМ ЭУ являются организация и проведение контроля сбросов и выбросов предприятия, обусловленных деятельностью производств предприятия, а также контроль и анализ воздействия сбросов и выбросов производств, действующих в составе предприятия на объекты окружающей среды на промплощадке, в санитарно-защитной зоне (СЗЗ) и зоне наблюдения (ЗН) ФГУП «ГХК».

Контроль содержания радионуклидов в ЗН и СЗЗ предприятия осуществляется:

- в приземном слое атмосферного воздуха;
- в атмосферных выпадениях;
- в воде р. Енисей и впадающих в неё ручьях;
- в почве в зоне воздействия ФГУП «ГХК»;
- в растительности и пищевых продуктах;
- в донных отложениях р. Енисей;
- в снеге.

Мониторинг мощности эквивалентной дозы внешнего гамма-излучения проводится системой АСКРО ГХК.

Выводы

Среднегодовая объемная активность радионуклидов, обусловленная выбросами предприятия в атмосферном воздухе в СЗЗ и населенных пунктах была значительно ниже допустимых уровней, установленных НРБ-99/2009, и составило менее 0,15 % в СЗЗ и в населенных пунктах в сумме по всем радионуклидам.

Превышений норм разрешенного годового сброса в водные объекты в 2024 году не наблюдалось.

Максимальные значения МЭД внешнего гамма-излучения в точках контроля за 2024 год по данным АСКРО ГХК не превышают значения 0,19 мкЗв/ч, что не превышает гигиенического норматива, равного 0,30 мкЗв/ч.

Годовая эффективная доза для населения, проживающего в г. Железногорске, составила менее 18,9 мкЗв/год, что составляет менее 1,9 % от допустимого дозового предела.

Годовая эффективная доза для критической группы населения, проживающего в д. Большой Балчуг, составила менее 27,5 мкЗв/год, что составляет менее 2,8 % от допустимого дозового предела.

Работа выполнена в рамках «Программы радиационного контроля выбросов и сбросов ФГУП «ГХК» и содержания радионуклидов в объектах окружающей среды в районе возможного влияния ФГУП «ГХК» ИИ 07.265-2020.

ОСОБЕННОСТИ СОРБЦИИ Cs(I) И Sr(II) НА ПОЧВАХ

Семенкова А.С., Изосимова Ю.Г., Ржевская А.В., Скрылева П.И., Власова И.Э.,
Романчук А.Ю., Толпешта И.И., Калмыков С.Н.

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Ленинские горы, д. 1, стр. 3, Москва, 119991, Россия
e-mail: semenkova.radiochem@gmail.com*

^{137}Cs и ^{90}Sr являющиеся одними из основных продуктов деления, могут попадать в окружающую среду в результате аварий или утечек из хранилищ радиоактивных отходов. Эти изотопы имеют относительно короткий период полураспада, могут накапливаться в почве и переноситься по пищевой цепи. Распространение долгоживущего нуклида ^{135}Cs , присутствующего в составе отработавшего ядерного топлива, в долгосрочной перспективе приобретает существенную значимость.

Подвижность радионуклидов в почвах зависит от различных параметров, таких как минеральный состав, химические свойства почв, кислотно-щелочные условия, наличие органического вещества и других. Для понимания механизмов взаимодействия с отдельными почвенными компонентами был применен метод последовательного удаления из почвы органического вещества и несиликатных соединений железа перед сорбционным экспериментом. В работе представлены результаты исследования закономерностей сорбции и прочности закрепления Cs(I) и Sr(II) различными почвенными горизонтами. Эксперименты проводились на 5 горизонтах торфяно-подзолисто-глеевой и 4 горизонтах пойменной дерново-глеевой почв Центрально-Лесного государственного природного биосферного заповедника (Нелидовский район Тверской области). Сорбционные эксперименты проводились с применением двух подходов – в суспензиях почвы 100 г/л в 0,01 М NaClO₄ при комнатной температуре, и при имитации реальных условий – соотношение т:ж 1600 г/л, постоянной температуре 8°C и чередовании циклов засухи и полива. Для оценки форм нахождения Cs(I) и Sr(II) проводили последовательное выщелачивание по методике Тессера. Были определены различия и общие черты сорбционных свойств различных почвенных горизонтов с целью выявления определяющих характеристик.

Показано, что торфяно-подзолисто-глеевые почвы эффективно сорбируют Cs(I). Эксперименты с концентрацией Cs(I) 10^{-6} М и следовыми концентрациями показали схожие закономерности сорбции для образцов из разных почвенных горизонтов [1]. На основании результатов последовательной экстракции можно предположить, что Cs(I), сорбированный на функциональных группах органического вещества, закрепляется менее прочно, чем Cs(I), закрепленный на сорбционных центрах глинистых минералов в составе почв. В отличие от Cs(I), Sr(II) сорбируется незначительно на исследуемых почвах. Сорбция Sr(II) сильно зависит от значения pH и содержания органического вещества в почве. Кроме того, на сорбцию стронция сильное влияние оказывает присутствие конкурирующих катионов Ca²⁺ и Mg²⁺.

Литература

1. Semenkov A., Izosimova Y., et al *Chemosphere*, 2023, 339.

Работа выполнена при финансовой поддержке Программы развития МГУ, проект № 23-ШН07-04.

**МЕХАНИЗМЫ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ Np(V) С ПОЧВЕННЫМИ ГОРИЗОНТАМИ:
ВОССТАНОВЛЕНИЕ И КОМПЛЕКСООБРАЗОВАНИЕ**

**Скрылева П.И.^а, Ржевская А.В.^а, Тригуб А.Л.^б, Изосимова Ю.Г.^а, Толпешта И.И.^а,
Романчук А.Ю.^а, Калмыков С.Н.^а**

^аМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова, 119991,
Москва, ГСП-1, Ленинские горы, д. 1, стр. 3

^бНИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, пл. Академика Курчатова, 1
e-mail: polina.skryleva@chemistry.msu.ru

Производство ядерной энергии требует решения проблемы обращения с образующимися радиоактивными отходами, одним из важных компонентов которых является ²³⁷Np ввиду радиотоксичности (альфа-излучатель), длительного периода полураспада (2,14 млн. лет) и высокой мобильности в условиях окружающей среды в форме Np^VO₂⁺. Для предотвращения распространения радионуклидов в окружающей среде, а также разработки эффективных и экономичных способов реабилитации загрязнённых территорий необходима информация о механизмах химических реакций, протекающих при их взаимодействии с такими сложными природными объектами, как почвы. Целью данной работы было выявление механизмов взаимодействия нептуния с почвенными горизонтами с различными свойствами.

Взаимодействие Np(V) с почвенными горизонтами было изучено в двух постановках эксперимента: «сорбция» и «инкубирование». В постановке экспериментов «сорбция» были получены закономерностей фиксации нептуния в суспензиях почв (100 г/л) с контролем значений pH (1-8), окислительно-восстановительного потенциала и ионной силы (0,01-0,5М). В экспериментах «инкубирование» проводилось изучение сорбции в условиях, более приближенных к естественным (8 °С, периоды полива и его отсутствия чередуются раз в две недели на протяжении трех месяцев, т.ж 1600 г/л). Информация о формах нахождения Np в образцах была получена с помощью спектроскопии рентгеновского поглощения и последовательного выщелачивания по модифицированной методике Тессiera.

Изученные в этой работе горизонты относятся к торфянисто-подзолисто-глееватой (ТПГ) почве и аллювиальной дерново-глеевой (АДГ) почве. Было установлено, что на нижних минеральных горизонтах как ТПГ, так и АДГ почв сорбция нептуния имеет схожий характер: увеличение сорбции с увеличением pH, подвижное равновесие устанавливается в течение первых дней взаимодействия. Такое поведение Np(V) предположительно связано с комплексообразованием с поверхностью минералов железа. На горизонтах с увеличенным содержанием почвенного органического вещества взаимодействие носит принципиально иной характер. Для верхних горизонтов ТПГ и АДГ почв наблюдаются более высокие значения сорбции (от 40-50 до 100 %) при уменьшении сорбции с повышением pH и более длительное установление равновесия (до 21 дня). На данных горизонтах восстановление Np(V) до Np(IV) было подтверждено методом XANES и результатами последовательного выщелачивания [1]. Уменьшение количества сорбированного нептуния при повышении значений pH для данных горизонтов может быть объяснено частичным растворением органического вещества, что приводит к конкуренции за связывание Np. Сорбция Np(V) на органоминеральных горизонтах может быть описана совокупностью механизмов восстановления и комплексообразования. Данные «инкубирования» позволяют предположить сохранение выделенных механизмов сорбции Np(V) для всего почвенного профиля в условиях, приближенных к естественным.

Литература

1. Skryleva P. I. et al. *Chemosphere*, 2025, **374**, 144196.

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

МИГРАЦИЯ УРАНА В ПРИРОДНЫХ ВОДАХ КАВКАЗСКИХ МИНЕРАЛЬНЫХ ВОД

Торопов А.С.^{а,б}, Хабарова М.Р.^а, Петрова Т.Б.^а, Микляев П.С.^б

^а *Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы, 1, стр.3*

^б *Институт геоэкологии им. Е.М. Сергеева, 101000, Москва, Уланский пер. 13с.2
e-mail: torop990@gmail.com*

Кавказские минеральные воды – один из старейших бальнеологических комплексов со сложной и пестрой геологией. Регион не имеет аналогов по разнообразию минеральных вод в европейской части континента. Гидрогеохимия региона представляет интерес для детального обсуждения миграции редких и рассеянных элементов. Взаимодействие вод с палеозойскими гранитоидами (бештаунитами), мезозойскими эвапоритами и кайнозойскими вулканитами, обширная сеть тектонических разломов создают прецедент для направления фокуса внимания на гидротермальные комплексы как природные лаборатории, где реализован большой пул геохимических сценариев. Изучение миграции урана будет важным звеном в оценке радиационных рисков (учитывая известную ситуацию с радоном в этом регионе) для минеральных вод курортного комплекса.

В работе обобщены наблюдения последних лет за особенностями микроэлементного состава поверхностных природных вод горы Бештау, где фиксировались самые высокие концентрации растворенного урана (до 150 мкг/л, единичные случаи превышения нормативов, для питья и курортного лечения не используются), народных ванн г. Пятигорска (десятые доли мкг/л), разгружающихся на склонах г. Горячей, питьевых бюветов городов Кавказских Минеральных вод (от сотых долей мкг/л до первых единиц мкг/л), с максимумом в питьевых бюветах г. Железноводска (1-5 мкг/л), что все еще значительно ниже гигиенических нормативов (30 мкг/л). Соотношение активностей $^{234}\text{U}/^{238}\text{U} = 1.1-1.8$ в природных водах региона подтверждает относительно молодой, неоген-четвертичный возраст мобилизации урана.

Усиление влияния тектонических нарушений на обогащение вод ураном тесно связано с контрастностью Eu/Eu^* аномалии для группы ручьев и родников юго-западного склона горы Бештау, где также фиксировались и стабильно высокие на протяжении нескольких лет количества радона (порядка 150 Бк/л).

Водная миграция урана в районе горы Бештау сопровождается U-As-Mo-Se парагенезисом, что указывает на окисленные зоны сульфидных месторождений в палеозойских породах, уран-ториевая систематика подтверждает окислительную мобилизацию урана. Петрогенные ассоциации подтверждают взаимодействие вод региона с мезозойскими эвапоритами (Na-Cl-Br) и палеозойскими гранитоидами (Li-B-Cs-U).

Преобладающая форма миграции урана в поверхностных водах – тройные уранилкарбонатные комплексы, в гидротермах миграционные формы урана не столь очевидны из-за осложненной ситуации с существенным разбросом абсолютных содержаний урана и сложностью учета газового состава при расчетах доминирующих химических форм. Необходимо дальнейшее детальное изучение природной радиоактивности вод региона для корректной оценки радиационных рисков (анализ U-Rn цепочек) и объективной оценки геохимического облика водных ресурсов курортного комплекса.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 24-17-00217.

МИГРАЦИОННАЯ СПОСОБНОСТЬ АКТИНИДОВ И ИСТОЧНИКИ ИХ ПОСТУПЛЕНИЯ В ЭКОСИСТЕМЫ ДАЛЬНЕГО ВОСТОКА

Федотова А.К.^а, Кузьменкова Н.В.^а, Петров В.Г.^а, Токарь Э.А.^б, Калмыков С.Н.^а

^аМГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет
119991, Москва, Ленинские горы, 3

^бСахалинский государственный университет
693020, г. Южно-Сахалинск, ул. Ленина, 290
e-mail: fedotova@radiomsu.ru

Современная оценка радиозэкологического состояния территорий Дальнего Востока требует расширения круга исследуемых радионуклидов за пределы традиционно контролируемых ^{90}Sr и ^{137}Cs . Особенно актуальным является изучение малораспространённых, но потенциально опасных радионуклидов – ^{237}Np , $^{239,240}\text{Pu}$, ^{241}Am , ^{99}Tc и ^{129}I , которые поступают в окружающую среду как в результате глобальных выпадений, так и вследствие ядерных аварий. Представленная работа направлена на исследование содержания, физико-химических форм и миграционного поведения этих радионуклидов в морской (заливы Петра Великого, Японское море) и пресноводной (озеро Ханка) экосистемах. Впервые для региона Дальнего Востока проведено количественное определение указанных радионуклидов в воде, донных осадках и взвешенном веществе в ультранизких концентрациях. Дополнительно выполнены модельные сорбционные эксперименты, позволившие установить механизмы переноса радионуклидов в различных геохимических условиях и уточнить оценку их экологической мобильности.

В результате трехлетней работы отобрано 16 кернов донных осадков в заливах Петра Великого, 9 кернов в озере Ханка (до 60 см) и 10 почвенных кернов, а также собраны 850 л воды. Для изучения фракционного состава радионуклидов использовано 36 фильтров с различным размером пор. Анализ актинидов выполнялся с использованием тройного квадрупольного ИСП-МС.

Определены концентрации $^{239,240}\text{Pu}$ и ^{241}Am в диапазоне 0,01–2,02 Бк/кг и 0,01–1,11 Бк/кг соответственно, что сопоставимо со значениями в северном полушарии. Установлены коэффициенты распределения актинидов в воде и взвешенном веществе (1–5 мкм): 0,11–0,30 для ^{237}Np и 0,02–0,07 для $^{239,240}\text{Pu}$. Определено, что только 0,04% Pu и 0,1% Np связываются с частицами указанного размера. Проведены модельные сорбционные эксперименты, установившие, что технеций в виде пертехнетата не сорбируется в исследованных условиях. Основным источником поступления радионуклидов определены глобальные выпадения и полигоны США, что подтверждается соотношениями $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ и $^{241}\text{Am}/^{239+240}\text{Pu}$.

Полученные результаты позволяют не только охарактеризовать текущее радиозэкологическое состояние водных объектов Дальнего Востока, но и служат научной основой для оценки потенциального воздействия радионуклидов в случае аварийных ситуаций. Проведённый анализ форм нахождения актинидов показал, что основная часть Pu и Am в морской среде прочно связана с твёрдой фазой, тогда как Np преимущественно находится в растворённой форме. Результаты модельных экспериментов подтвердили, что сорбция Np значительно возрастает при понижении Eh и увеличении содержания органики. Таким образом, накопленные в ходе работы данные могут быть использованы для создания прогнозных моделей поведения радионуклидов в водных экосистемах различных типов, а также для разработки рекомендаций по мониторингу и защите окружающей среды.

ОСОБЕННОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТЕРМОЛЮМИНЕСЦЕНТНЫХ ДОЗИМЕТРОВ НА ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЯХ

Алексеев Д.М.^а, Алексеев Дм.М.^{а,б}, Лащенкова Т.Н.^{а,в}

^аФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России;
123098, г. Москва, ул. Живописная, д. 46;

^бРХТУ им. Д.И. Менделеева, 125047, г. Москва, Миусская площадь, д. 9

^вРУДН имени Патриса Лумумбы 117198, г. Москва, улица Миклухо-Маклая, д. 6.
e-mail: alexeyev11daniil@mail.ru

Состояние радиационной безопасности территорий в районе расположения ядерных и радиационно опасных объектов (ЯРОО) контролируют по значениям средних годовых эффективных доз (СГЭД), которые складываются из доз внешнего и внутреннего облучения. Дозы внешнего облучения измеряют мгновенно-разовым и/или интегральным методами. Преимуществом интегрального метода является возможность учета сезонных флуктуаций уровней облучения, связанных с изменением метеорологических условий [1]. В отечественной практике, для измерения интегральных доз внешнего облучения используют метод термолюминесцентной (ТЛ) дозиметрии.

При использовании метода ТЛ дозиметрии существуют особенности, которые необходимо учитывать при измерении разных типов детекторов. Они связаны с индивидуальной чувствительностью детекторов и нелинейным запасанием энергии ионизирующего излучения и влияют на результаты измерения [2]. Цель исследования является – определить особенности подготовки ТЛ детекторов для измерения годовых доз внешнего облучения на загрязненных территориях.

Измерения проводили с помощью ТЛ комплекса «Доза-ТЛД», с программным обеспечением DVG в режимах работы, соответствующих разным типам ТЛ детекторов. Измеряемая величина – амбиент эквивалентной дозы облучения ($H^*(d)$). Использовали следующие ТЛ детекторы: ДТГ-4 (фтористый литий), ТЛД-500к (оксид алюминия), ПСТ (алюмофосфатное стекло). Детекторы в течение 1 календарного года экспонировали в пунктах контроля (ПК), расположенных на участках с разным радиоактивных загрязнением на высоте 1 м от поверхности почвы.

Результаты исследования показали, что при измерении в диапазоне доз от 1 до 20 мЗв значения $H^*(d)$ для всех типов ТЛ детекторов статистически значимо не различаются, стандартные отклонения (σ) находятся в пределах $\pm 15\%$. Для ДТГ-4 и ТЛД-500к при $H^*(d)$ более 100 мЗв σ достигает $\pm 50\%$. Это требует дополнительной дискретной калибровки с шагом в 100 мЗв в диапазоне доз от 0,1 до 1 Зв для детекторов ТЛД-500к, для ДТГ-4 – при дозах от 0,5 до 10 Зв. Детекторы ПСТ не требуют дополнительной калибровки в диапазоне доз от 10^{-3} до 1 Зв.

Определили, что на территориях в районе расположения ЯРОО для корректного измерения годовых эффективных доз внешнего облучения интегральным методом, в диапазоне доз свыше 100 мЗв, для детекторов ТЛД-500к и ДТГ-4 необходима дополнительная калибровка.

Литература

1. Бажин С.Ю., Кайдановский Г.Н. Учёт вклада природного фона при контроле индивидуальных доз персонала // Радиационная гигиена. – 2021. – Т. 14. – №. 4. – С. 122-128.
2. Кортон В. С., Мильман И. И., Никифоров С. В. Твердотельная дозиметрия // Известия Томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов. – 2000. – Т. 303. – №. 2. – С. 35-45.

ОСОБЕННОСТИ ОЦЕНКИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ АКТИВНОСТИ АМЕРИЦИЯ-241 ПРИ РАНЕВОМ ПОСТУПЛЕНИИ

Алексеев Дм.М.^{а,б}, Алексеев Д.М.^а, Карл Л.Э.^а, Бурцев С.Л.^а, Лащенкова Т.Н.^{а,в}

^а ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, 123098, г. Москва, ул. Живописная, д. 46

^б РХТУ им. Д.И. Менделеева, 125047, г. Москва, Миусская площадь, д. 9

^в РУДН имени Патриса Лумумбы 117198, г. Москва, улица Миклухо-Маклая, д. 6.

e-mail: alexeyev0891dima@mail.ru

На данный момент на радиационно опасных объектах ведущую роль в структуре инцидентов занимают случаи «раневого» поступления радионуклидов (РН) [1]. Из них свыше 90% случаев занимают травмы кистей и рук, лишь малая доля приходится на резаные раны [2]. Особую опасность при раневом поступлении представляют изотопы Рн и ²⁴¹Am, обладающие высокой удельной α -активностью и химической токсичностью.

Индивидуальный дозиметрический контроль при раневом поступлении изотопов плутония и ²⁴¹Am проводится в соответствии МУ 2.6.5.029-2016. В них установлены контролируемые уровни ожидаемой эффективной дозы (ОЭД). При ОЭД от 5 до 50 мЗв требуется проведение комплексотерапии (Уд), от 10 до 100 мЗв – хирургического иссечения загрязненных тканей (Ув). Уд соответствует содержанию РН в поврежденных тканях от 20 до 200 Бк, Ув – от 50 до 500 Бк [3].

Измерения проводили на низкофоновой установке «Гамма-спектрометр – Canberra» с эффективностью регистрации 100% и минимально детектируемой активностью (МДА) 5 Бк при времени измерения 10 минут, калибровку проводили с помощью стандартного образца источника «²⁴¹Am (ОСГИ)».

Измерения суммарной активности ²⁴¹Am в ране показали превышение Ув, поэтому необходимо хирургическое вмешательство. В конкретном инциденте раневая поверхность занимает значительную площадь, на которой надо выявить области с наивысшим содержанием ²⁴¹Am, для уменьшения объема удаляемых тканей. С этой целью провели измерения с использованием свинцового коллиматора.

Провели серию точечных измерений активности ²⁴¹Am на раневой поверхности. На основании полученных результатов определили неравномерное распределение РН. Активность менялась от МДА до 725 ± 164 Бк/см², при медианном значении 369 ± 92 Бк/см². Сформировали схему распределения активности ²⁴¹Am на поверхности раны, на основании которой далее проведено хирургическое вмешательство. В результате чего суммарная активность ²⁴¹Am снижена на 32%.

Вывод. Метод прямого измерения активности гамма-излучающих радионуклидов с использованием коллиматора показал себя эффективным и простым в осуществлении. С помощью него оценили распределение активности и провели локализацию наиболее загрязненных участков поврежденных тканей, что позволило значительно снизить суммарную активность РН в ране.

Литература

1. Богданов И. М. и др. // Медицина экстремальных ситуаций. – 2018. – Т. 20. – №. 1. – С. 86-93.
2. Хохряков В. Ф. и др. // Атомная энергия. – 1994. – Т. 77. – №. 6. – С. 445-448.
3. МУ 2.6.5.029-2016 «Индивидуальный дозиметрический контроль при раневом поступлении плутония и америция. общие требования». Методические указания. М.: Федеральное медико-биологическое агентство; 2016.

ВЛИЯНИЕ ТРИТИЕВОЙ ВОДЫ НА ПРОРАСТАНИЕ СЕМЯН ПШЕНИЦЫ

Бадун Г.А.^а, Куликова Н.А.^б^а *Московский государственный университет
имени М.В. Ломоносова, химический факультет*^б *Московский государственный университет
имени М.В. Ломоносова, факультет почвоведения,
119234, Москва, Ленинские горы, 1,
e-mail: badunga@my.msu.ru*

С момента открытия явления радиоактивности влияние ионизирующих излучений на живые организмы вызывает неослабевающий интерес. Это очень сложная и многоуровневая система для исследования, так как действие ионизирующих излучений зависит от общей дозы, её мощности, типа ионизирующего излучения, типа организма и стадии его жизненного цикла. В огромном числе работ показано, что повышенные уровни облучения губительны для клеток, причем наибольшая радиочувствительность проявляется на стадии митоза и подготовки к нему. Однако при средних и малых дозах облучения может наблюдаться эффект гормезиса.

Растительные клетки гораздо более устойчивы к действию ионизирующих излучений, и гамма-излучение используется для предпосевной обработки семян. Влияние бета-излучения и ускоренных электронов на растения также активно изучается. Определение биологических эффектов в этом случае является более сложной задачей ввиду пространственной неоднородности дозы. Если в качестве источника ионизирующего излучения использовать тритий в форме тритиевой воды, то такой способ воздействия позволяет более точно определять поглощенную дозу, которая будет определяться содержанием тритиевой воды в объекте и её удельной активностью.

В данной работе рассмотрено влияние излучения трития в широком диапазоне удельной активности от 5 мКи/мл до 0,05 мКи/мл на прорастание семян мягкой озимой пшеницы (*Triticum aestivum* L.). Обработку семян проводили методом праймирования, заключающегося в замачивании семян при условиях, не допускающих появления зародышевого корешка, с последующим высушиванием. Для этого семена пшеницы сорта Ахтырчанка замачивали в растворах с различной активностью (5 мл на 50 семян) в течение 14 ч при 16°C. В качестве контрольных использовали семена, обработанные аналогичным образом дистиллированной водой (гидропраймирование). На основании взвешивания семян до замачивания и после определяли количество воды, поступившей в семена при набухании. Изменение удельной активности НТО характеризовало количество обменной воды в семенах. Далее семена высушивали до исходной влажности и проращивали в течение 72 ч при 24°C. После окончания инкубации определяли энергию прорастания как процент проросших семян, а также измеряли длину побегов и корней проростков. Использование трития в форме НТО позволило не только определить поглощенную дозу, полученную семенами в процессе гидропраймирования, но и выявить влияние удельной активности НТО (поглощенной дозы излучения трития) на скорость набухания и количество связанной зернами воды.

При удельной активности НТО выше 0,05 мКи/мл наблюдалось значимое ($p < 0,05$) снижение количества поступающей в семена воды. При удельной активности 5,2 мКи/мл происходило снижение энергии прорастания семян, а также длины побегов и корней проростков. При удельной активности НТО 0,05 мКи/мл в некоторых экспериментах наблюдали стимуляцию, выражающуюся в увеличении длины побегов и корней проростков на 12% и 16% соответственно. В докладе обсуждается специфика действия излучения трития на растительные клетки в процессе праймирования.

Исследование выполнено в рамках государственного задания МГУ имени М.В. Ломоносова.

**РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ
НА ТЕРРИТОРИИ ЧЕЛЯБИНСКОЙ ОБЛАСТИ**

Баймурзина Я.М., Воронина А.В.

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н.Ельцина,
620062, Екатеринбург, ул. Мира 19
e-mail: yana.b174@gmail.com*

Радиоэкологическая обстановка в Уральском регионе неоднородна и в ряде районов весьма неблагоприятна. Это неблагоприятие вызвано как естественной геологической средой, так и аварийными ситуациями, деятельностью предприятий атомной отрасли и других ведомств.

В исследовании проведен радиоэкологический мониторинг на территории Челябинской области. Объектами анализа стали: почва, снежный покров, природные воды поверхностных водоёмов и скважин. Все пробы были отобраны вблизи д. Новая Теча, п. Большой Куяш, п. Татыш, городов Кыштым и Озерск.

Отбор почв и снежного покрова осуществлялся методом конверта, природные воды и воды скважин объёмом 10- 20 л отбирали в пластмассовые емкости. Измерение гамма-радиоактивности сухих проб почв проводили после пробоподготовки на сцинтилляционном гамма-бета-спектрометре МКС-АТ1315. Определение Sr-90 в пробах почв проводили после кислотного вскрытия, концентрирования стронция соосаждением с фосфатом кальция и последующего выделения на смоле SR. Концентрирование Cs-137 из проб поверхностных, подземных и талых вод проводили с использованием сорбента марки «Термоксид-35». Определения химического выхода цезия и стронция проводили методом масс-спектрометрического анализа. Сорбент Т-35 сушили на воздухе и измеряли на сцинтилляционном гамма-бета-спектрометре МКС-АТ1315, концентрат Sr-90 высушивали на кювете и радиометрировали на альфа-бета-радиометре УМФ-2000.

Из полученных результатов можно сделать вывод, что искусственный радионуклид Cs-137 присутствует во всех исследованных пробах почв, в 3 пробах почв присутствует Sr-90. В почвах также присутствуют природные радионуклиды ^{40}K и ^{226}Ra . В зоне постоянного доступа населения, активность ^{137}Cs в почвах не превышает допустимый норматив на неограниченное использование твёрдых материалов - 100 Бк/кг, ^{90}Sr - 1000 Бк/кг. [1].

По результатам анализа водных проб, можно сделать вывод, что сорбент марки Термоксид-35 обеспечивает высокий химический выход цезия в концентрат $97 \pm 1\%$. Наибольшая удельная активность водных проб по ^{137}Cs составила 0,03 Бк/л и не превышает предельно допустимый уровень содержания Cs-137 в питьевой воде 11 Бк/л [2].

Литература

1. Санитарные правила и нормативы СП.2.6.1.2612-10 (2013) Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). М.: Минздрав России. 124 с.
2. СанПиН 2.6.1.2523-09 – Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарные правила и нормативы. –М.: Роспотребнадзор, 2009 г., 100 с.

ВЛИЯНИЕ МОДИФИЦИРУЮЩИХ ОБРАБОТОК НА ИММОБИЛИЗАЦИЮ Se(IV) И РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ХИМИЧЕСКИХ ФОРМ Fe И Se(IV) НА БИКЛЯНСКОЙ ПОЛИМИНЕРАЛЬНОЙ ГЛИНЕ

Волков И.Н., Захарова Е.В., Кулюхин С.А.

*ИФХЭ РАН, 119071, Москва, Ленинский проспект 31 к.4,
e-mail: volckow.il@yandex.ru*

Одной из актуальных проблем при захоронении радиоактивных отходов (РАО) в глубинные геологические формации являются долгоживущие радионуклиды с мобильными анионными формами. К ним относится радионуклид ^{79}Se с периодом полураспада 3.27×10^5 лет. Сложность иммобилизации ^{79}Se заключается в повышенной миграционной способности анионов SeO_3^{2-} и SeO_4^{2-} в водных средах. Активно исследуемые глинистые материалы - бентонитовые глины, используемые при сооружении защитных противомиграционных барьеров, обладают низкими значениями извлечения анионных форм мобильных форм радионуклидов [1]. Однако их применение необходимо, поскольку бентонитовые глины сочетают ряд химико-физических свойств, подходящих для извлечения и иммобилизации широкого спектра изотопов различных элементов, представляющих радиометрическую и токсикологическую опасность. Для создания универсальных материалов на основе бентонитовых глин исследователи, создают смеси, а также модифицируют глинистые материалы для повышения селективности к определенным химическим элементам [1,2].

Цель работы: оценка влияния модифицирующих обработок и роли $\text{Fe}^{2+}/\text{Fe}^{3+}$ в иммобилизации анионной формы Se(IV). Нахождение химических форм распределения Fe и Se на Биклянской полиминеральной глине, основанных на различных схемах селективного последовательного выщелачивания.

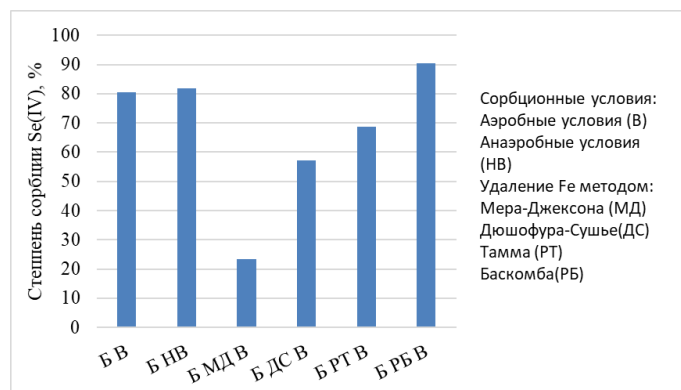


Рисунок 1. Результаты сорбции Se(IV) на исходной и модифицированной Биклянской полиминеральной глине

В ходе работы было установлено влияние различных обезжелезивающих обработок на поведение селена. Обработки изменяли сорбционные характеристики глинистого материала, что влияло на иммобилизацию Se(IV). В ходе сорбционных экспериментов было установлено, что происходит окисление Fe(II). По результатам селективного выщелачивания установлено, что сорбированный Se(IV) находится преимущественно в форме обменной соединений.

Литература

1. He J. et al. Influence of Fe (II) on the Se (IV) sorption under oxic/anoxic conditions using bentonite //Chemosphere. – 2018. – Т. 193. – С. 376-384.
2. Yang, J. et al. (2021). Investigation on the efficient separation and recovery of Se(IV) and Se(VI) from wastewater using Fe–OOH–bent. Radiochimica Acta, 109(5), 377–387.

НАКОПЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В РАСТЕНИЯХ И ГРИБАХ В ЛЕСНЫХ ЭКОСИСТЕМАХ БАСЕЙНА Р. ЕНИСЕЙ

Дементьев Д.В.,^а Болсуновский А.Я.,^а Вахрушев В.И.^{а,б}

^а *Институт биофизики Сибирского отделения Российской академии наук – обособленное подразделение ФИЦ КНЦ СО РАН,*

660036, Красноярск, Академгородок, 50/50

^б *Сибирский федеральный университет, 660041, Красноярск, пр. Свободный, 79*

e-mail: dementyev@gmail.com

Деятельность Горно-химического комбината (ГХК) ГК Росатом (Красноярский край, г. Железногорск) непрерывно сопровождается технологическим сбросом радионуклидов в воду и выбросами в атмосферу [1]. Лесные экосистемы бассейна реки Енисей, расположенные в 30-км зоне радиоактивного влияния ГХК, содержат повышенные, в сравнении с глобальным фоном, концентрации техногенных радионуклидов. В работе исследовали содержание природных и техногенных радионуклидов в лесных растениях и грибах и переход радионуклидов в системе «почва-растение» в период после остановки ядерных реакторов ГХК и начала работы завода по производству МОКС-топлива. Были определены удельные активности природных ^7Be , ^{40}K и техногенного ^{137}Cs в наземной фитомассе травянистых, кустарниковых, древесных растений, плодовых телах грибов и почвенном профиле, на разных участках 30-км зоны ГХК и контрольном районе.

Плодовые тела маслят (*Suillus granulatus*, *S. luteus*) и рыжиков (*Lactarius deliciosus*), накапливают наибольшие активности ^{137}Cs по сравнению с другими видами. Удельная активность ^{137}Cs в маслёнке собранных на незатапливаемых участках в 2-3 раза выше, а на затапливаемых участках до 100 раз выше, чем в грибах контрольного района. Содержание ^{137}Cs в грибах увеличивается с увеличением концентрации радионуклида в почве. Средние значения коэффициента накопления (КН) ^{137}Cs на контрольном и незатапливаемых участках равно 2,2-3,4 и совпадают со значением КН для ^{40}K . На пойменных участках значения КН для ^{137}Cs выше и достигали величины 16.

Для растений максимальные уровни удельной активности ^{137}Cs (до 120 Бк/кг сухой массы) получены для травянистых растений и ягод шиповника с затапливаемых участков. На контрольном и незатапливаемых участках в 30-км зоне ГХК содержание ^{137}Cs в растениях не превышало 2,5 Бк/кг сухой массы. Средние значения КН ^{40}K в растениях 0,9-3,4 и близки для КН ^{40}K в грибах. Переход ^{137}Cs из почвы в растения в отличие от грибов на 1-2 порядка ниже. На контрольном и незатапливаемых участках средние значения КН ^{137}Cs лежат в диапазоне 0,01-0,04. На затапливаемых участках переход ^{137}Cs в растения возрастает на порядок: значения КН ^{137}Cs достигают величины 0,6. Несмотря на кратное увеличение перехода ^{137}Cs в растения на затапливаемых участках его абсолютное значение остаётся на порядок ниже чем в грибах. Однако, учитывая величину наземной фитомассы, распространённость и сроки вегетации, растения остаются наиболее удобными объектами для оценки перераспределения радионуклидов в окружающей среде.

Литература

1. Отчет по экологической безопасности ФГУП «ГХК» за 2021 год. – Красноярск: ООО «Знак», 2022. – 48 с.

Работа выполнена в рамках государственного задания Министерства науки и высшего образования РФ (проект № FWES-2024-0024).

ОБНАРУЖЕНИЕ И ИДЕНТИФИКАЦИЯ МИКРОЧАСТИЦ ЯДЕРНЫХ И ДРУГИХ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ И ИХ ИМИТАТОРОВ В ОБРАЗЦАХ ЛЕГОЧНОЙ ТКАНИ

Жижин К.Д., Рябченко М.Д., Жуков А.В., Бабенко А.С.

*НП «Лаборатория анализа микрочастиц»,
Россия, Москва, 117218, Большая Черемушкинская, 25,
e-mail: c.zhizhin@lma.su*

Микрочастицы, содержащие тяжелые металлы и радиоактивные изотопы, могут представлять значительную угрозу для здоровья человека [1]. Ингаляционное поступление микрочастиц респираторного размера особенно опасно, поскольку они могут длительно персистировать в легочной ткани, вызывая локальное радиационное и токсическое воздействие.

Несмотря на значительный прогресс в методах детектирования микрочастиц, обнаружение, идентификация и исследование микрочастиц ядерных и других радиоактивных материалов (ЯРМ) в биологических тканях остается сложной задачей.

В последние десятилетия для обнаружения и изучения радиоактивных микрочастиц активно применяются: масс-спектрометрия вторичных ионов (МСВИ), растровая электронная микроскопия с рентгеноспектральным микроанализом (РЭМ-РМА), а также альфа-автордиография [2]. Эти методы относятся к неразрушающим и мало-разрушающим высокочувствительным методам обнаружения и анализа, что имеет большое значение для исследования уникальных объектов, содержащих зачастую единичные микрочастицы ЯРМ.

Для отработки методических подходов к обнаружению микрочастиц ЯРМ в образцах легочной ткани был проведен модельный эксперимент с использованием лабораторных животных и имитаторов микрочастиц ЯРМ (порошки оксидов церия, свинца и стронция с природным содержанием изотопов).

Работа по подготовке биологических материалов была выполнена в соответствии с нормативной документацией [3-4]. Препараты животным были введены ингаляционно в дыхательные пути с помощью ингалятора. Исследовались гистологические срезы легких лабораторных животных.

Разработанные методические подходы были апробированы на архивных образцах легочной ткани, содержащих реальные микрочастицы ЯРМ.

Исследование с помощью альфа-автордиографии позволило определить координаты центров альфа-излучателей в легочной ткани.

Используя полученные координаты, методом РЭМ-РМА были обнаружены микрочастицы, содержащие уран. Проведено исследование их морфологии и элементного состава. Методом МСВИ был определен изотопный состав содержащегося в них урана.

Литература

1. Uyba V.V., Kotenko K.V., Ilyin L.A., et al. Polonium-210 Version of Arafat's Death: the Results of Russian Investigation //Medical Radiology and Radiation Safety. 2015. №3. P.50-57.
2. Chen Wang, Shi-Lun Guo, Zhi-Yuan Chang, Guo-Rong Liu, Yong-Gang Zhao. Detection and identification of Pu particles and HEU particles by nuclear detectors CR-39.//Radiation Measurements, 2018, №119, P. 174–178.
3. Миронов А.Н., Бунатян Н.Д. и др. Руководство по проведению доклинических исследований лекарственных средств. Часть первая. – М., 2012.
4. Руководство по лабораторным животным и альтернативным моделям в биомедицинских исследованиях / Под ред. Н.Н. Каркищенко и др. М.: Профиль-2С, 2010. – 358 с.

АЭРОЗОЛИ АТМОСФЕРНОГО ВОЗДУХА - НАДЕЖНЫЙ ИНДИКАТОР РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ВОЗДУШНОЙ СРЕДЫ В РАЙОНАХ РАЗМЕЩЕНИЯ РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

Итыгина Д.Р., Панкина Е.Б., Глухова М.П.

ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», 188540, Сосновый Бор,
Копорское шоссе, 72,
e-mail: itygina.dr@mail.ru

Регион города Сосновый Бор является крупным атомно-промышленным комплексом, включающим: Ленинградскую АЭС, на которой одновременно происходит вывод из эксплуатации, продление ресурса «старых» энергоблоков, эксплуатация и строительство замещающих мощностей; предприятия по сбору и переработке радиоактивных отходов, комплексным испытаниям ядерных энергетических установок. В этих условиях НИТИ необходимо оценивать радиационную обстановку, создаваемую не только источниками, находящимися на территории предприятия, но и учитывать влияние производственной деятельности соседних объектов.

Согласно статистике мониторинга, аэрозольная фракция атмосферного воздуха является одним из важнейших индикаторов радиоактивного загрязнения природной среды. Это связано с появлением современных установок аспирационной фильтрации, которые обеспечивают высокую степень концентрирования радионуклидов и улучшают нижний предел измерения объемной активности, который достигает порядка 0,1 мкБк/м³.

В составе АСКРО на территории НИТИ работают четыре поста радиационного мониторинга воздушной среды. Установки эксплуатируются непрерывно (от 1 часа до 30 дней), после чего фильтры снимаются и доставляются в лабораторию для проведения анализов. Сначала они поступают на гамма-спектрометрический, а далее на радиохимический анализ содержания альфа-излучающих изотопов плутония и стронция-90. В таблице представлено количество достоверно зарегистрированных гамма-излучающих радионуклидов в аэрозолях атмосферного воздуха на территории НИТИ за последние 5 лет.

Таблица 1. – Количество достоверно зарегистрированных гамма-излучающих радионуклидов в аэрозолях атмосферного воздуха на территории НИТИ за 2020-2024 гг.

	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12
2020	4	4	9	9	6	12	16	9	6	4	8	1
2021	1	4	13	4	4	8	16	5	8	4	7	4
2022	6	4	3	4	12	9	16	9	8	5	4	3
2023	16	14	9	8	23*	18	15	10	9	8	4	2
2024	8	7	11	12	20	12	7	7	5	6	6	6
* – ¹³⁷ Cs> ⁶⁰ Co> ¹⁴⁴ Ce> ¹⁴⁰ La> ¹⁰⁶ Ru> ⁵⁹ Fe> ¹³⁴ Cs> ⁹⁵ Zr> ⁹⁵ Nb> ¹³¹ I> ¹⁴⁰ Ba> ⁴⁶ Sc> ¹⁴¹ Ce> ¹⁰³ Ru> ⁵⁴ Mn> ⁹⁰ Sr> ⁵⁸ Co> ⁶⁵ Zn> ⁵¹ Cr – ряд убывания активности радионуклидов относительно ДОО _{нас} (¹³⁷ Cs – 2,1·10 ⁻⁴ %, ..., ⁵¹ Cr – 3,4·10 ⁻⁶ %).												

За многолетний период мониторинга в атмосферном воздухе промышленной площадки НИТИ достоверно наблюдалось более 20 радионуклидов различного происхождения [1]. За последние годы в контролируемой воздушной среде намечается тенденция роста аэрозольной активности из-за наращивания интенсивности работ на РОО г. Сосновый Бор, однако максимальные значения объемной активности радионуклидов были на 3-7 порядков ниже соответствующих значений ДОО_{нас} по НРБ-99/2009.

Литература

1. Итыгина Д.Р. Оценка аэрозольной активности воздушной среды на территории ФГУП "НИТИ им. А. П. Александрова" / Д.Р. Итыгина, Е.Б. Панкина, М.П. Глухова // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. - 2023. - № 4 (34). - С. 63-80.

ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ГЕОФИЛЬТРАЦИОННЫХ И ГЕОМИГРАЦИОННЫХ СВОЙСТВ ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛОВ

Камышева Р.А., Лехов В.А., Романчук А.Ю., Семенкова А.С

МГУ им. М. В. Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы, 1,

e-mail: kamisheva.raisa@yandex.ru

Перспективным материалом для создания инженерных барьеров безопасности (ИББ) при захоронении радиоактивных отходов (РАО) являются глины, преимущественно смектитового состава. Данная группа минералов обладает подвижной, способной к набуханию и адсорбции молекул воды кристаллической решеткой. Вследствие данных особенностей общая пористость глинистого материала может быть представлена макропористостью, доступной для свободного движения воды, и микропористостью, которая определяется количеством воды в межслоевом пространстве глинистых частиц и воды двойного электрического слоя (ДЭС) на их поверхности, что определяет разные пути движения для катионов и нейтральных веществ и анионов. Для первичного выбора материала ИББ (скрининга) и уменьшения временных затрат требуется прогнозирование фильтрационных и миграционных параметров материалов, таких как коэффициент фильтрации (k) и эффективный коэффициент диффузии (D_e), в т.ч. анионов радионуклидов в уплотненном бентоните [1, 2].

Существующие эмпирические модели, такие как уравнение Козени-Кармана для k и закон Арчи для D_e , в которых описана связь данных параметров с общей (n_{tot}) или диффузионно-доступной пористостью (n_{acc}) практически не учитывают изменение микроструктурных особенностей. При этом действительные значения k и D_e определяются распределением порового пространства между макро и микро-составляющими, которое зависит в свою очередь от соотношения внутренней и внешней площади поверхности глинистых частиц. Таким образом предсказание эмпирическими и полуэмпирическими моделями фильтрационных и миграционных свойств глинистых материалов требует большего количества параметров структуры и упаковки частиц, таких как размеры слоев элементарной ячейки частицы и количество слоев в ней [2].

В данном исследовании опробовались опубликованные модели содержащие микроструктурные параметры [1, 2] для предсказания k и D_e на образцах глины с месторождения 10-й Хутор [3]. Результаты валидировались на основе экспериментально определенных 7 значений k для образцов в диапазоне плотностей скелета от 0,82 до 1,77 г/см³ и для 13 образцов определения D_e и n_{acc} для ³⁶Cl⁻ в диапазоне от 1,0 до 1,7 г/см³, а также для трех ионных сил раствора (~ 0М (дистил. вода), 0,01М и 1М). Значения для D_e для ³⁶Cl⁻ варьировали от $3,32 \times 10^{-12}$ до $8,61 \times 10^{-11}$ м²/с, для k диапазон значений составил от $5,9 \times 10^{-9}$ до $4,9 \times 10^{-6}$ м/сут.

Литература

1. Chen T, Sedighi M, Jivkov AP, Seetharam SC (2020) A model for hydraulic conductivity of compacted bentonite–inclusion of microstructure effects under confined wetting. *Geotechnique* 71:1071
2. Feng, Z., Tian, J., Shi, X. et al. Analyzing porosity of compacted bentonite via through diffusion method. *J Radioanal Nucl Chem* 333, 1185–1193 (2024). <https://doi.org/10.1007/s10967-024-09368-y>
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.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект № 24-77-00068).

ИССЛЕДОВАНИЕ МЕХАНИЗМОВ ПОСТУПЛЕНИЯ ТРИТИЯ В АТМОСФЕРНЫЙ ВОЗДУХ В ЭКОСИСТЕМАХ РАЗЛИЧНОГО ТИПА

**Лукашенко С.Н., Михайлов А.В., Курбаков Д.Н., Томсон А.В., Федунова Е.В.,
Степанянц Е.Р., Эдомская М.А.**

*ФГБУ «Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии
Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», Обнинск, Россия
e-mail: lukashenko.1962@mail.ru*

В настоящее время содержание трития в объектах окружающей среды определяется техногенными источниками и процессами. Основным и наиболее изученным путем поступления трития в атмосферу являются выбросы предприятий атомного комплекса. В меньшей степени исследованы вопросы оценки содержания трития в атмосфере в случае наличия загрязнения тритием подземных приповерхностных вод.

В рамках данной работы проведены исследования уровней и закономерностей изменения концентрации трития в водяных парах воздуха в течение суток на естественной территории с подземным источником трития.

Выявлено, что концентрация трития в водяных парах воздуха находится в диапазоне от 1,5% до 26% и в среднем составляет ~8% от максимальной концентрации трития в свободной воде почвы. Зависимость концентрации трития водяных паров атмосферного воздуха от времени суток носит плавный, нехаотический характер. Во всех случаях кривая зависимости имеет одинаковые структурные элементы. Обнаружен явный минимум концентрации трития в дневное время (от 10 до 15 часов) и максимумы концентраций примерно с 19 до 1 часа ночи и с 5 до 9 часов утра. Отношение максимальной суточной концентрации трития к минимальной находится в диапазоне от 2 до 13 раз, в среднем составляет около 7 раз. Точки максимумов концентраций трития водяных паров атмосферного воздуха коррелируют с временем восхода и заката Солнца.

Несмотря на кажущуюся очевидность механизмов поступления трития в атмосферу (воздушный перенос, эманация трития с поверхности земли, транспирация тритированной воды растениями) сделать однозначный вывод об относительном вкладе каждого из возможных механизмов на основании полученных данных пока не представляется возможным. Можно однозначно сказать, что значительный вклад в поступление трития в атмосферу вносит его эманация с поверхности земли, причем на этот процесс влияет в первую очередь температура почвы.

ВОДНАЯ ЭРОЗИЯ ПОЧВ КАК ФАКТОР РАСПРОСТРАНЕНИЯ И ПЕРЕРАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЕСТЕСТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ НА ПРИМЕРЕ КАРЬЕРА ДОБЫЧИ МОНАЦИТА

Маркин Н.С.^{а, б}, Патрушев Д.К.^а, Иванников С.И.^в, Мацкевич А.И.^{а, б}, Токарь Э.А.^{а, б}

^а Дальневосточный федеральный университет, 690922, г. Владивосток, п. Аякс, 10

^б Сахалинский государственный университет, 693000, г. Южно-Сахалинск, ул. Ленина, 290

^в Институт химии Дальневосточного отделения Российской Академии Наук, 690022,

г. Владивосток, пр-т 100-летия Владивостоку, 159

e-mail: markkin.ns@gmail.com

Обильные дождевые осадки, выпавшие летом 2022 года в г. Балей Забайкальского края привели к образованию нескольких крупных оврагов на западном и северном бортах одного из неэксплуатируемых карьеров бывшего Новотроицкого рудоуправления [1, 2] – комплекса предприятий по добыче и обогащению монацита (1949–1954 гг). В результате, на западном борту карьера были вскрыты монацитовые песчаники, которые с водными потоками распространились практически по всей территории карьера, ранее охарактеризованного как зона с неблагоприятной радиозэкологической обстановкой [1]. Работа направлена на оценку изменений радиационной обстановки в карьере, вызванной активной эрозией грунтов с повышенным содержанием естественных радионуклидов (ЕРН)

Основным (вклад >50%) дозообразующим нуклидом в исследованных образцах является ²³²Th, входящий в состав монацита. Наибольшая доля ЕРН в песчаниках сосредоточена в тонких фракциях грунта (<0.2 мм), что в условиях сильных водных потоков значительно повышает миграционную способность нуклидов. С использованием методов полевой дозиметрии и лабораторного гамма-спектрального анализа образцов грунта подтверждено ухудшение радиозэкологической обстановки в карьере. ЕРН в составе взвесей распространились, в том числе, за пределы карьера, концентрируясь в каналах эрозии или заводях и излучинах руч. Кибережка, протекающего вдоль южного борта карьера. Активность осадков в каналах эрозии снижается по мере удаления от оврага, что обусловлено высоким удельным весом монацита (4,9–5,5 г/см³) и, как следствие, быстрым осаждением взвеси. Исключение составляют образцы осадков, отобранных в понижении дна карьера, что обусловлено разбавлением торий-содержащих грунтов низкоактивными черноземами, с северного борта карьера. Для донных осадков характерно снижение удельной активности пылевой фракции (<0.1 мм) грунта в сравнении с активностью исходных песчаников. Это косвенно указывает на вынос ЕРН за пределы карьера, предположительно, в болотистое понижение, расположенное в 700 м ниже по течению ручья.

Таким образом, было показано, что водная эрозия грунта является основным фактором распространения ЕРН по территории карьера, выявлены основные источники и ореолы загрязнения. Подтверждена возможность водной миграции нуклидов за пределы исследуемого объекта – по направлению к жилым домам и подсобным хозяйствам местных жителей.

Литература

1. Маркин Н.С., Иванников С.И., Егорин А.М. Экология и промышленность России, 2022, **26** (5), 37-43.
2. Markin N., Ivannikov S, Shamraj E, Matskevich A, Tokar' E, Egorin A, Zemskova L. Environmental Science and Pollution Research, 2025, **32**, 9884-9900.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования РФ (проект № FEFF-2024-0005)

ИССЛЕДОВАНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ТРИТИЯ В РАСТЕНИЯХ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ МЕХАНИЗМАХ ЕГО ПОСТУПЛЕНИЯ

Михайлов А.В., Лукашенко С.Н., Томсон А.В., Эдомская М.А.

*ФГБУ «Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии
Национального исследовательского центра «Курчатовский институт»,
Обнинск, Россия
e-mail: andrey.michaylov.2525@yandex.ru*

В рамках представленной работы приведены результаты масштабных исследований содержания трития свободной воды (ТСВ) в дикорастущих растениях, произрастающих на территории с подземным источником трития и в сельскохозяйственных растениях, выращенных лабораторно в условиях аэрального и корневого поступления трития. Исследованы следующие сельскохозяйственные культуры: томаты, огурцы, кукуруза, брюква, укроп, петрушка, морковь, капуста и следующие дикорастущие виды растений: крапива, смородина, ива, клён, ежевика, сурепка, жимолость. Концентрация ТСВ в различных вегетативных органах одних и тех же растений анализировалась отдельно.

Выявлено, что концентрация ТСВ в листьях растений при корневом пути поступления трития в растения составляет в среднем 0,71 от концентрации ТСВ в стеблях этих же растений. Это значение варьирует от $0,30 \pm 0,06$ до $1,1 \pm 0,3$ для растений разных видов, но никогда не превышает значимо 1. Концентрация ТСВ в листьях растений при аэральном поступлении трития в среднем в 1,5 раз больше концентрации ТСВ в стеблях этих же растений. Это значение варьирует от $0,86 \pm 0,59$ до $2,9 \pm 1,9$, но никогда значимо не ниже 1.

Таким образом, доказано, что распределение трития по вегетативным органам дикорастущих растений неравномерно. Оно зависит от механизма поступления трития в растение, вида растения, его фазы вегетации. Предложен инновационный метод определения механизма поступления трития в растение по коэффициенту М – отношению концентрации ТСВ в листьях к концентрации ТСВ в стеблях растений. При значении коэффициента М ниже 1 – поступление трития в растительность является преимущественно корневым, при значении выше 1 – аэральным.

СТАБИЛЬНОСТЬ КОЛЛОИДОВ, ОБРАЗОВАННЫХ ПРИ ВЫЩЕЛАЧИВАНИИ АЛЮМОФОСФАТНЫХ СТЕКЛОМАТРИЦ, В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ВРЕМЕНИ КОНТАКТА С РАСТВОРАМИ

Родионова А.А.^{а,б}, Хабарова М.Р.^{а,б}, Перова В.С.^{а,в}, Винокуров С.Е.^а

^а*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского,
119991, Москва, Косыгина, 19*

^б*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы, 1, стр.3*

^в*Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева,
125047, Москва, Миусская площадь, 9
e-mail: rodionova@geokhi.ru*

В России реализуется проект по созданию пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) 1 и 2 класса на участке «Енисейский» Нижнеканского массива (Красноярский край). Захоронение наиболее опасных высокоактивных отходов (ВАО) подразумевает их размещение в условиях изоляции, которая достигается природными и инженерными барьерами безопасности (ИББ). Первым из ИББ является консервирующая алюмофосфатная стекломатрица, которая нашла промышленное применение для иммобилизации ВАО. В случае разгерметизации ИББ существует риск попадания долгоживущих радионуклидов в среду вмещающих пород и их дальнейший перенос в окружающую среду. Наиболее опасной формой радионуклидов являются радиоколлоиды, которые могут образовываться при контакте подземных вод с остеклованными отходами и обладать высокой подвижностью. Изучение стабильности коллоидных систем важно для точного прогнозирования миграции радионуклидов в коллоидной форме и оценки безопасности создаваемого ПГЗРО.

Целью работы являлось установление стабильности коллоидов в выщелатах алюмофосфатных стекломатриц различного состава в зависимости от времени их контакта с раствором деионизованной воды и модельным раствором подземных вод участка «Енисейский».

Объектами исследования являлись образцы натрийалюмофосфатной (далее NAF) и натрийалюможелезофосфатной (далее NAFR) стекломатриц с составами, мол. % $40\text{Na}_2\text{O}-20\text{Al}_2\text{O}_3-40\text{P}_2\text{O}_5$ и $40\text{Na}_2\text{O}-10\text{Al}_2\text{O}_3-10\text{Fe}_2\text{O}_3-40\text{P}_2\text{O}_5$. Испытания по полудинамическому выщелачиванию стекол NAF и NAFR проводили при контакте растворов деионизованной воды и модельного раствора подземных вод с образцами стекол в течение 42 двух дней при 70°C при соотношении твердой и жидкой фазы 0,1 г/мл. Стабильность коллоидов и их размеры исследовали методом динамического светорассеяния.

Установлено, что дисперсные системы, образованные из NAF, являются более стабильными в сравнении с NAFR в течение 35 дней контакта матриц с модельным раствором подземных вод, значения ξ -потенциала для NAF составили около 40 мВ. Однако, в деионизованной воде коллоиды, образованные из стекломатрицы NAF, теряют свою стабильность из-за увеличения ионной силы раствора по сравнению с коллоидами матрицы NAFR, которые обладают высокой устойчивостью со значениями ξ -потенциала около 35 мВ в течение 42 дней. Отмечено, что с течением времени в модельных растворах значения среднего гидродинамического радиуса коллоидов, образованных из матриц NAF и NAFR, уменьшаются до 200 и 100 нм соответственно, что указывает на возможность миграции данных частиц в среде подземного захоронения.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 25-27-00380.

СЕЗОННОЕ ПОВЕДЕНИЕ И ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В БАССЕЙНЕ-ХРАНИЛИЩЕ 354а ФГУП «ГХК»

**Романчук А.Ю.^а, Скрылева П.С.^а, Ржевская А.В.^а, Власова И.Э.^а, Хазанова К.П.^а,
Ростанец Д.В.^а, Тригуб А.Л., Парецков Е.Н.^б, Калмыков С.Н.**

^аМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова, 119991,
г. Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 3

^бФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железнодорожск, ул. Ленина, д. 53.

^вНИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, пл. Академика Курчатова, 1
e-mail: romanchukay@ty.msu.ru

В России с 1960-х годов эксплуатируются бассейны-хранилища для временного хранения жидких радиоактивных отходов (ЖРО) различного состава. Исследования поведения радионуклидов в схожих объектах показывают, что оно контролируется сложным комплексным воздействием гидрологических, геохимических и биотических процессов, понимание которых необходимо для предсказания подвижности радионуклидов и обоснования безопасности в ходе вывода объектов из эксплуатации. Целью данной работы стало исследование форм нахождения и подвижности радионуклидов в бассейне-хранилище ЖРО 354а для прогнозирования долгосрочного состояния и влияние сезонных изменений на подобные объекты.

Бассейн 354а находится на территории ФГУП «ГХК» и характеризуется нетипичными для природного значениями pH (более 10,5), соленостью и содержанием органического вещества. Для проведения исследований из бассейна отбирались пробы водной фазы с последующим фильтрованием через фильтры с размером пор 450 нм и 3 кДа, что позволяет разделить истинно растворенную и коллоидно-связанные фракции радионуклидов. Также были отобраны донные осадки бассейна. Дальнейшая характеристика образцов была осуществлена радиометрическими методами, а также методами спектроскопии рентгеновского поглощения, рентгенофазового анализа и растровой электронной микроскопии с рентгеноспектральным анализом. Кроме того, был проведен анализ альгофлоры бассейна. Проводилась камеральная обработка проб фитопланктона, а также проводился анализ на определение концентрации хлорофилла а и феофитина а флуориметрическим методом.

Выделение таких форм как связанная с коллоидными частицами, истинно растворённая позволило сделать выводы о различных механизмах связывания радионуклидов с компонентами техногенных вод и об их потенциальной подвижности. Часть радионуклидов, например, Cs-137, изотопы урана, находятся преимущественно в растворенной форме в водной фазе бассейна-хранилища. В то время как такие радионуклиды как плутоний и америций частично связаны с коллоидной составляющей. Поэтому влияние биотической составляющей и сезонности может быть применимо именно для таких радионуклидов.

В летний период в фитопланктоне бассейна 354а было идентифицировано 48 видов и вариететов водорослей, преобладали представители отдела Chlorophyta (60%). Пиковые количественные показатели были отмечены в июне и составляли до 170,5 млн кл./дм³ и 51,3 г/дм³ соответственно. На протяжении летнего сезона основными доминантами по численности были галофильные цианобактерии рода *Planktolyngbya* и зеленые водоросли рода *Oocystis*. В осенний период было идентифицировано 29 таксонов, доля зеленых водорослей снижалась (до 45%), а доля цианопрокариот и диатомовых водорослей возрастала. Пиковые количественные показатели отмечены в ноябре и составляли 195,5 млн кл./дм³ и 31,9 г/дм³. Доминировали зеленые водоросли *Gonium pectorale*, *Coelastrum microporum* и *Willea irregularis*.

Работа выполнена при поддержке РНФ (грант № 23-73-30006).

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ПРИ КОМПЛЕКСНОЙ ПЕРЕРАБОТКЕ ЭВДИАЛИТОВОГО РУДНОГО КОНЦЕНТРАТА

Сафиулина А.М.^{а,б}, Лизунов А.В.^а, Хамизов Р.Х.^в, Иванец Д.В.^г, Тананаев И.Г.^{д,е}

^аАО «ВНИИНМ» им. академика А.А. Бочвара, 123098, Москва, ул. Рогова, 5а,

^бРоссийский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева,
125047, Москва, Миусская пл., 9

^вИнститут геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского,
119991, Москва, ул. Косыгина, 19

^гГосударственная корпорация по атомной энергии "Росатом",
119017, Москва, ул. Большая Ордынка, 24

^дФедеральный исследовательский центр Кольский научный центр Российской академии наук
184209, Мурманская область, город Апатиты, ул. Ферсмана 14

^еИнститут химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева
184209, Мурманская область, Академгородок 26А
e-mail: alfiya_safiulina@mail.ru

В работе использовали эвдиалитовый рудный концентрат (ЭРК), обогащенный по содержанию эвдиалита > 50%. Выполнено экспериментальное определение общего содержания SiO₂ в рабочем ЭРК по ГОСТ 22772.5-90 (гравиметрический метод), составившее 6,91 г SiO₂·H₂O /10 г ЭРК. Разработана методика фотометрического контроля кремния в растворах по ГОСТ 34781-2021 в диапазоне концентраций от 0,05 до 1,00 мг/л с доверительным интервалом 0,045 мг/л. При проведении щелочно-кислотного выщелачивания раствором 10 М NaOH вследствие низкой степени извлечения кремния при выщелачивании и, соответственно, малого содержания его в продуктивном растворе не удается получить осадки (значимое количество) диоксида кремния. При последующей обработке раствором 14 М HNO₃ редкие металлы, также катионы урана и тория практически полностью переходят в продуктивный раствор. Снижение концентрации азотной кислоты, используемой для обработки осадка, до 4М приводит к образованию нефiltrуемого геля гидратированного SiO₂. Разработан способ вскрытия ЭРК методом спекания с карбонатом натрия. Спекание проводят при 800-1000 °С и соотношении ЭРК:Na₂CO₃ = 1:10 в течение 1,5 ч с последующей обработкой спеков последовательно водой и 4М азотной кислотой. При выщелачивании осадка ценные компоненты и радионуклиды также практически полностью переходят в продуктивный раствор уже в 4М HNO₃, снижение концентрации азотной кислоты при выщелачивании так же, как и в первом случае приводит к образованию нефiltrуемого геля.

При выщелачивании спеков удается получить растворы с большим содержанием силиката натрия в продуктивном растворе, вследствие чего реализована возможность получения значимого количества осадка (5,1 г/10 г исходного ЭРК) при нейтрализации продуктивного раствора, получаемого после растворения спека водой, раствором HCl.

Способ вскрытия ЭРК методом спекания с карбонатом натрия приводит к существенному сокращению количества отходов по сравнению со способом щелочно-кислотного выщелачивания: масса осадка, направляемого в отвал составляет ~ 3,3 г/10 г ЭРК против 8,3 г/10 г ЭРК. Показатели извлечения редкометалльных ценных компонентов в двух случаях близки. Способ спекания позволяет получать значимые количества мелкокристаллического осадка диоксида кремния.

Работа выполнена при финансовой поддержке КНП 075-15-2024-534

**ОСОБЕННОСТИ СОРБЦИИ Cs(I), Sr(II), Co(II), Am(III), Np(V) И U(VI) НА
БАРЬЕРНЫХ ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛАХ**

**Семенкова А.С., Меньшикова-Тонян И.Р., Кадакина А.В., Романчук А.Ю.,
Калмыков С.Н.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
Ленинские горы, д. 1, стр. 3, Москва, 119991, Россия
e-mail: semenkova.radiochem@gmail.com*

Одним из основополагающих принципов обеспечения безопасности при обращении с радиоактивными отходами является создание многобарьерной защиты, предназначенной для ограничения распространения радионуклидов. Для этих целей широко используются барьерные глинистые материалы (БГМ). Различия в генезисе и минеральном составе природных глин приводят к различиям в изолирующих и сорбционных характеристиках материалов на их основе. Для повышения надежности и эффективности создаваемых барьеров безопасности в рамках работы было проведено сравнение более 40 образцов глинистых материалов различных производителей РФ, результаты которых включены в базу данных БГМ (<https://claydb.scd.chem.msu.ru/>). Все БГМ были тщательно охарактеризованы, установлен минеральный, гранулометрический и химический составы, содержание органического углерода, емкости катионного обмена (ЕКО), площади поверхности и др. Содержание смектита в образцах варьируется от 0 до 80%.

Для выявления сорбционных закономерностей при проведении экспериментов были выбраны значимые радионуклиды, с сильно отличающимися химическими свойствами и механизмами связывания. Коэффициенты распределения были установлены для ^{60}Co , $^{90/85}\text{Sr}$, ^{137}Cs , ^{241}Am , ^{237}Np и изотопов урана по методике ФР.1.31.2022.44412 в модельном растворе природной воды (NaHCO_3 96,0; $\text{CaSO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ 60,0; MgSO_4 60,0; KCl 4,0 мг/л).

Значения коэффициентов распределения для разных элементов сильно отличаются, что связано с различиями в механизмах их взаимодействия с глинистыми минералами. В целом, наиболее высокие показатели сорбции наблюдаются для америция, цезия и кобальта, а уран, стронций и нептуний сорбируются в значительно меньшей степени. Для ^{241}Am наблюдается практически количественная сорбция на всех исследуемых образцах: степень сорбции составляет более 99%, а значения K_d более 10^4 см³/г. Коэффициенты распределения ^{137}Cs составляют порядка $n \cdot 10^3$ – $n \cdot 10^5$ см³/г, причем наименьшие показатели получены для образцов каолинов, ввиду низкого содержания в них минералов группы смектита, демонстрирующих высокие ионнообменные свойства. Снижение значения K_d U(VI) в диапазоне $n \cdot 10$ – $n \cdot 10^3$ см³/г коррелирует с повышением pH системы, и обусловлено формированием уранил-карбонатных комплексов в растворе, конкурирующих с сорбцией. Значения K_d Sr также варьируются от $n \cdot 10$ до $n \cdot 10^3$ см³/г, при этом наблюдается корреляция значений коэффициента распределения с содержанием смектита и значением ЕКО. Аналогичная корреляция наблюдается и для кобальта. Наиболее низкие значения K_d , не превышающие $n \cdot 10^2$ см³/г, наблюдаются для Np(V), что может быть связано с низким зарядом нептуноил катиона (NpO_2^+) и его слабыми ионообменными свойствами.

Работа выполнена в рамках Программы научно-технологического обеспечения работ по обоснованию выбора барьерных глинистых материалов, применяемых при реализации проектов на заключительной стадии жизненного цикла объектов использования атомной энергии.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТИ ВЫХОДА РАДИОНУКЛИДОВ В ГАЗОВУЮ ФАЗУ ПРИ НАРУШЕНИЯХ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ НА ОПЕРАЦИЯХ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Гёзаян Л.В., Скворцов М.В., Кошечева А.М.

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

На модуле переработке опытно-демонстрационного энергетического комплекса, возводимого на площадке АО «СХК» планируется реализация пирохимической переработки ОЯТ в головных операциях. Поскольку пирохимические операции проводят в высокотемпературной области, а также применяют твердые материалы, обладающие пирофорными свойствами, существует вероятность возникновения аварийных ситуаций, связанных с воспламенениями и взрывами. Учитывая вышесказанное, целью настоящей работы являлась оценка скорости выхода радионуклидов в газовую фазу при возникновении аварий, связанных с горением пирофорных материалов. В данной работе были смоделированы операции пирохимической переработки ОЯТ в условиях нарушений технологических режимов, приводящих к выходу радионуклидов в газовую фазу, а именно: высокотемпературная обработка (ВТО) СНУП ОЯТ и восстановление до металла («металлизации») целевых компонентов (U, Pu, Np, Am и Cm).

Для проведения исследований были подготовлены имитаторы исходных продуктов ВТО, в состав которых входили Mg, Ti, UO₂, CeN, YN, NdN, KI, CsNO₃, H₂MoO₄, Pb и Zr. Для продукта «металлизации» – Mg, Ti, UO₂, Pb, Zr, Ce, Nd, La. Эксперименты проводились в инертном боксе с контролируемой атмосферой, содержание кислорода варьировали от 200 р.р.м до 9 %. Нагрев имитаторов продуктов, проводили в индукционной печи до различных температур 600, 700, 800 и 1000 °С. Таким образом, были смоделированы процессы нарушения нормальной эксплуатации, связанные с разгерметизацией оборудования и приводящие к возгоранию имитаторов продуктов. Для осуществления процесса газоулавливания к печи была присоединена вытяжная система из термостойкого стекла. Улавливание проводили в полипропиленовую ловушку с деионизированной водой при комнатной температуре. Полученные пробы исследовались на приборе ICP-MS, что позволило получить количественные данные о перешедших в газовую фазу радионуклидах в процессе горения имитаторов продуктов пирохимической переработки ОЯТ.

Проведенные исследования показали, что даже при минимальных концентрациях кислорода 1 и 3 % исследуемые имитаторы продуктов пирохимической технологии переработки ОЯТ воспламеняются. Определено, что при горении основной вклад в активность газовой фазы вносит Cs. Полученные сведения рекомендуется учитывать при расчетной оценке радиационных последствий на окружающую среду и население, а также при планировании организационных и технических мер по защите физических барьеров в случаях нарушения нормальной эксплуатации при реализации пирохимической переработки ОЯТ.

ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ И ПОДВИЖНОСТЬ РАДИОНУКЛИДОВ ПРИ ВЕТРОВОМ РАЗНОСЕ ИЗ БАССЕЙНА-ХРАНИЛИЩА РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**Скрылева П.И.^а, Ржевская А.В.^а, Власова И.Э.^а, Парецков Е.Н.^б,
Романчук А.Ю.^а, Калмыков С.Н.^а**

^аМосковский государственный университет имени М.В. Ломоносова, 119991,
Москва, ГСП-1, Ленинские горы, д. 1, стр. 3, химический факультет

^бФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск, ул. Ленина, д. 53.

e-mail: polina.skryleva@chemistry.msu.ru

Одной из проблем при выводе из эксплуатации объектов ядерного наследия является загрязнение окружающей их территории радионуклидами. Для решения задачи эффективной реабилитации загрязнённых почв и грунтов важны не только лабораторные эксперименты, но и изучение исторически загрязнённых объектов, которое может дать представление о поведении радионуклидов в более релевантных окружающей среде условиях при разнообразных механизмах распространения. Целью данной работы было исследование форм нахождения и подвижности радионуклидов в почвах в зоне ветрового разноса из бассейна-хранилища 354а (ФГУП «ГХК»).

Для проведения исследований на территории предприятия были отобраны пробы четырёх горизонтов непретворенного техногенным образом почвенного профиля до глубины 60 см. Для получения информации как о почвенных свойствах образцов, так и о радиохимической составляющей загрязнения образцы были охарактеризованы с применением совокупности современных физико-химических методов, в том числе рентгеновской дифракции, спектроскопии в УФ- и видимой области, флуоресцентной спектроскопии, масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой. Для получения информации об общей подвижности радионуклидов и их формах нахождения был использован метод последовательного выщелачивания (модифицированная методика Тессьера).

Было получено распределение активности радионуклидов по глубине почвенного профиля, позволяющее оценить возможную глубину и скорость миграции, а также общий объём загрязнённых почв. Также были получены радионуклидный состав и удельная активность загрязнённых грунтов, показывающие, что наиболее представленным радионуклидом является ¹³⁷Cs, зафиксированный в том числе в самом нижнем горизонте (глубина 47-60 см от поверхности). В ходе предыдущих исследований коллектива [1] по взаимодействию цезия с почвами были уточнены ключевые факторы почв, определяющие сорбцию цезия. Нарботки по данной теме позволили выделить значимые для данного радионуклида почвенные свойства, которые были установлены для использованных в работе образцов горизонтов: рН_{H2O}, рН_{KCl}, ёмкость катионного обмена, содержание обменных катионов, состав глинистой фракции, содержание органического вещества. При помощи метода последовательного выщелачивания были выделены 6 фракций почвенных образцов и распределение активности радионуклида в них, характеризующее его десорбционные тенденции и позволяющее сделать предположения о форме нахождения. Выделение отдельных горизонтов почвы при отборе, совмещённое с последующим последовательным выщелачиванием, позволило получить информацию о зависимости прочности связывания от почвенных свойств на примере реальных загрязнённых путём ветрового распространения аэрозоля проб.

Литература

1. Semenkov A. et al. *Chemosphere*, 2023, **339**, 139580.

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

ПОГЛОЩЕНИЕ И КИНЕТИКА СОРБЦИИ ^{99}Tc ПРЕСНОВОДНЫМ РАСТЕНИЕМ
CERATOPHYLLUM DEMERSUM

Слепова О.А.,^а Федотова А.К.,^а Зотина Т.А.,^б Кузьменкова Н.В.,^а Петров В.Г.^а

^аМосковский Государственный Университет имени М.В.Ломоносова, кафедра радиохимии,
119234, Москва, Россия, Ленинские горы 1с10,

^бИнститут биофизики ФИЦ КНЦ СО РАН, 660036, Красноярск, Академгородок 50/50
e-mail: olgaslepova111@yandex.ru

Оценка сорбционного поведения долгоживущего радионуклида ^{99}Tc ($T_{1/2} = 2.11 \cdot 10^5$ лет) в пресноводных растениях является актуальной задачей радиоэкологии, учитывая его высокую миграционную способность в водных экосистемах и потенциальное включение в трофические цепи. В работе изучены кинетика и механизмы сорбции пертехнетат-аниона (TcO_4^-) пресноводным растением *Ceratophyllum demersum* (Роголистник погружённый).

Эксперименты проводили в модельной системе «растение–дистиллированная вода» при 23°C. Верхушечные побеги растения помещали в дистиллированную воду с $^{99}\text{TcO}_4^-$ (начальная активность 20 Бк, концентрация $3.35 \cdot 10^{-10}$ М). Изменение активности раствора контролировали методом жидкостной сцинтилляционной спектрометрии в интервалах от 1 мин до 60 суток. Для выявления механизмов сорбции выполнены сравнительные эксперименты с живыми растениями на свету (освещенность 900 лк), в темноте и с термоинактивированной биомассой.

Результаты показали интенсивное поглощение ^{99}Tc живым растением. В первые 5 минут поглощается до 12% от внесенной активности. На 40 минуте процесс поглощения выходит на плато с максимальным значением $20 \pm 3\%$. Дальнейшее выдерживание растения в воде с меткой (до 60 суток) не приводит к статистически значимому изменению поглощения. Рассчитанный коэффициент накопления составил 3800 ± 200 мл/г в пересчёте на сухую массу, что превышает значения для *Elodea canadensis* (2700 мл/г) [1]. Мёртвая биомасса проявляла минимальную сорбционную ёмкость ($<1.5\%$), подтверждая биологическую природу процесса. Поглощение в темноте ($18 \pm 5\%$) было значительно ниже, чем на свету, что свидетельствует о вкладе фотосинтетически зависимых механизмов. Кинетика сорбции наилучшим образом описывается моделями псевдвторого порядка ($R^2=0.98$) и Еловича ($R^2=0.98$), указывая на хемосорбцию с участием функциональных групп клеточных стенок, возможное внутриклеточное восстановление Tc(VII) до Tc(IV) и гетерогенность поверхности растения.

Полученные данные демонстрируют способность *Ceratophyllum demersum* к активной аккумуляции технеция и важны для прогнозирования миграции ^{99}Tc в пресноводных экосистемах.

Литература

1. Bolsunovsky A., Bondareva L. Accumulation and release of ^{99}Tc by a macrophyte of the Yenisei River (*Elodea canadensis*) in laboratory experiments // J Radioanal Nucl Chem. 2008. Vol. 277, № 3. P. 631–636.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда, проект 25-43-00052.

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: SAlexa2807@mail.ru*

Оценка радиозэкологического 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 количественный анализ содержания радионуклидов в исследуемом объекте, так и понимание форм их присутствия в объектах окружающей среды, что определяет их миграционные характеристики.

Ключевое направление данной работы является выявление и полу-количественная оценка содержания «горячих» частиц в почвах областей ПГРЭЗ. Для их идентификации было использовано соотношение активностей $^{241}\text{Am} / ^{137}\text{Cs}$, 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 $^{241}\text{Am} / ^{137}\text{Cs}$ 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.

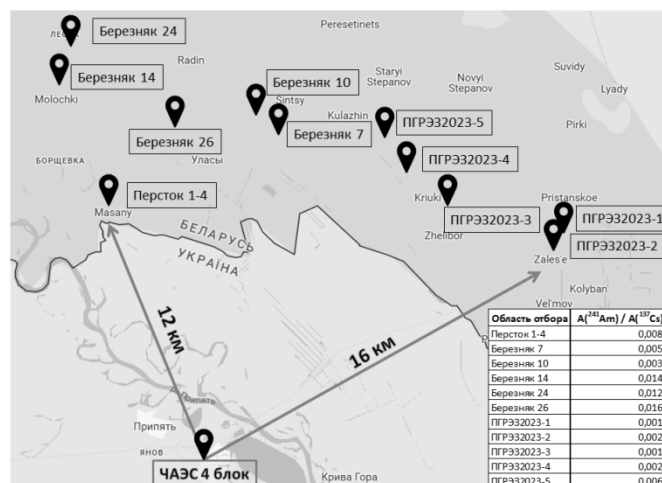


Рисунок 1. Области отбора проб и значения отношений активностей ^{241}Am и ^{137}Cs .

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.

РАСЧЕТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ МИГРАЦИОННЫХ ФОРМ РАДИОНУКЛИДОВ ДЛЯ ОЦЕНКИ ДОЛГОВРЕМЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

Соболев Д.А.

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии Наук,
115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52,
e-mail: sobolev@ibrae.ac.ru*

В ходе оценки долговременной безопасности пунктов захоронения РАО для создания модели миграции радионуклидов требуется определение их миграционных форм и предельных растворимостей. В работе проведено расчетное определение миграционных форм основных значимых радионуклидов и их предельных растворимостей в элементах системы инженерных барьеров безопасности (бентонит, бетон) объекта захоронения РАО и в скальных горных породах участка Енисейский (Красноярский край). Расчеты проводились с помощью кода PhreeQC [1] и кода Spna [2]. В качестве примера на рисунке 1 представлены Eh - рН диаграммы для U в базе данных JAEA [3]. Желтым очерчены поля характерной для зон инженерных барьеров области с учетом неопределенности химического состава.

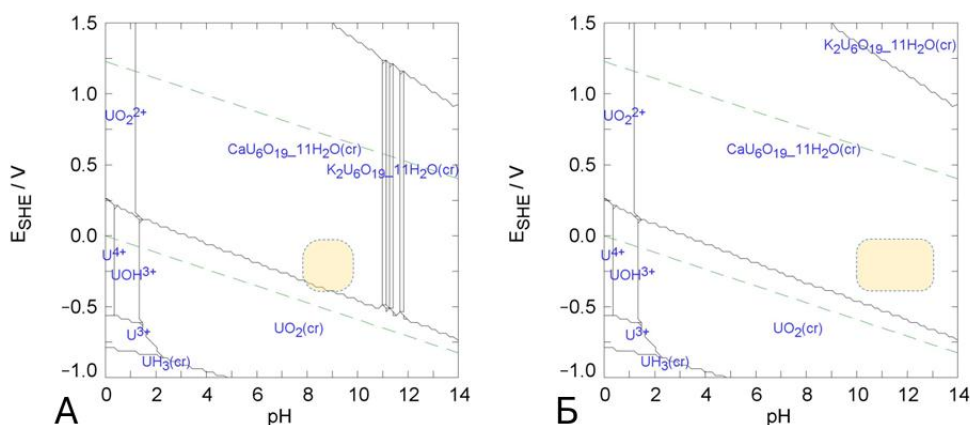


Рисунок 1. Eh - рН диаграммы для U в поровой воде А) бентонита и Б) скальной горной породы (гнейс).

Таблица 1. Основные доминирующие формы на примере U и Tc.

Радионуклид / форма		Зона выщелачивания	Ближняя зона ПГЗРО и Дальняя зона		
			Бетон	Бентонит	Скальная горная порода (гнейс)
U	Анион	$\text{CaUO}_2(\text{CO}_3)_3^{-2}$	$\text{UO}_2(\text{OH})_3^-$	$\text{CaUO}_2(\text{CO}_3)_3^{-2}$	$\text{CaUO}_2(\text{CO}_3)_3^{-2}$
Tc	Анион		TcO_4^-		
	Нейтральная	$\text{TcO}(\text{OH})_2$		$\text{TcO}(\text{OH})_2$	$\text{TcO}(\text{OH})_2$

Полученные данные могут быть полезны при планировании условий сорбционных экспериментов. Расчетные коды позволяют изменять условия моделирования на необходимые для каждого конкретного случая. Вследствие этого моделирование может быть применено для решения задач безопасности любых пунктов захоронения РАО.

Литература

1. Parkhurst D. L. et al. Description of input and examples for PHREEQC version 3. – 2013. – Vol. 6. – № A43. – P. 497
2. Chemical Equilibrium Diagrams URL: <https://sites.google.com/site/chemdiagr/> (дата обращения: 05.04.2025).
3. Kitamura A. JAEA-TDB-RN in 2020: Update of JAEA's thermodynamic database for solubility and speciation of radionuclides for performance assessment of geological disposal of high-level and TRU wastes. – 2020. – Vol. 20.

ВНЕКЛЕТОЧНОЕ ВЕЩЕСТВО, АССОЦИИРОВАННОЕ С ВОДНЫМ МХОМ, КАК ИНДИКАТОР ПЕРЕНОСА РАДИОНУКЛИДОВ В Р. ЕНИСЕЙ

**Сухоруков В.В.^а, Зотина Т.А.,^{а,б} Жижаев А.М.,^в Карпов А.Д.,^г
Мельгунов М.С.,^д Мирошниченко Л.В.^д**

^аСибирский федеральный университет, 660041, Красноярск, пр. Свободный, 79,

^бИнститут биофизики ФИЦ КНЦ СО РАН, 660036, Красноярск, ул. Академгородок, 50/50

^вИнститут химии и химической технологии СО РАН,

660036, Красноярск, ул. Академгородок, 50/24

^гВсероссийский научно-исследовательский институт лесоводства и механизации лесного хозяйства, 141202, Пушкино, ул. Институтская, 15

^д Институт геологии и минералогии им. В.С. Соболева СО РАН,

630090, Новосибирск, пр. Академика Коптюга, 3

e-mail: vladislav.sukhorukov.biophys@gmail.com

Водный мох *Fontinalis antipyretica* Hedw. является чувствительным монитором радиоактивного загрязнения р. Енисей [1]. Водный мох способен улавливать частицы взвешенного вещества, переносимого водотоком, и депонировать их на поверхности талломов. Следовательно, внеклеточное вещество, ассоциированное с биомассой водного мха, можно рассматривать, как инструмент для изучения переноса техногенных радионуклидов в р. Енисей. В работе изучался размерный, элементный, минеральный и радионуклидный состав внеклеточных частиц, ассоциированных с водным мхом, с целью оценки их индикаторного потенциала для изучения переноса радионуклидов в р. Енисей.

Пробы водного мха и донных отложений отбирали в р. Енисей вблизи места поступления в реку контролируемых сбросов жидких радиоактивных отходов в сентябре 2019-2023 гг. В работе анализировались пробы исходного (немытого), отмытого мха, частиц, смытых с водного мха, и донных отложений [2, 3]. Элементный и размерный состав внеклеточного вещества и других проб анализировали с помощью сканирующей электронной микроскопии, минеральный состав - методом рентгеноструктурного анализа, радионуклидный состав - гамма-спектрометрическим и альфа-спектрометрическими методами [1, 2, 3].

Доля внеклеточных частиц в пробах сухой биомассы водного мха р. Енисей составляла от 14 до 43%. Во внеклеточном веществе, ассоциированном с водным мхом, зарегистрированы порообразующие минералы (кварц, плагиоклаз, слюда и др.), природные (^7Be , ^{40}K и ^{226}Ra) и техногенные (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{241}Am , ^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$) радионуклиды. Во внеклеточных частицах водного мха, обнаружена значительная доля техногенных радионуклидов, регистрируемых в пробах водного мха: 12-67 % ^{60}Co , 38-81 % ^{137}Cs , 33-100 % ^{152}Eu , 20-60 % ^{241}Am , 4-48 % ^{238}Pu , 4-41 % $^{239,240}\text{Pu}$ [2, 3]. Выявлена положительная зависимость между содержанием ряда техногенных радионуклидов и порообразующих минералов в пробах водного мха, внеклеточных частиц мха и донных отложений, что может свидетельствовать об участии этих минералов в переносе радионуклидов в р. Енисей.

Таким образом, внеклеточные частицы, ассоциированные с водным мхом, могут выступать в качестве информативного индикатора переноса радионуклидов в р. Енисей.

Литература

1. Zotina T., Dementyev D., Alexandrova Y. *J. Environ. Radioact.* 2021, 227, 106461.
2. Zotina T.A., Sukhorukov V.V., Zhyzhaev A.M. *J. Environ. Radioact.* 2024, 272, 107354.
3. Зотина Т.А., Сухоруков В.В., Александрова Ю.В. *Журн. Сиб. федер. ун-та. Биология.* 2025, 18(1), 82–97.

Работа поддержана грантом Российского научного фонда и Красноярского краевого фонда науки № 23-27-10049.

ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ СБРОСОВ ТРИТИЕВОЙ ВОДЫ С ТЕРРИТОРИИ АЭС «ФУКУСИМА-1» В ПРИБРЕЖНЫЕ И МОРСКИЕ РАЙОНЫ ТИХОГО ОКЕАНА

**Токарь Э.А.^а, Горячев В.А.^б, Маркин Н.С.^а, Мацкевич А.И.^а,
Елисеенко Е.А.^а, Остапенко Д.^а**

^а Сахалинский государственный университет, 693000, Южно-Сахалинск,
Коммунистический проспект 33,

^б Тихоокеанский океанологический институт им. В.И. Ильичева ДВО РАН, 690041, г.
Владивосток, ул.Балтийская, 43
e-mail: d.edd@mail.ru

В результате принятых мер по устранению последствий аварии на АЭС «Фукусима-1» 2011 года, а также в целях обеспечения радиационной безопасности на объекте, к 2023 году на территории предприятия было накоплено свыше 1 млн.м³ жидких радиоактивных отходов (ЖРО) различного солевого и радионуклидного состава. Для очистки рассматриваемых отходов, обуславливающих повышенный радиационный фон на территории АЭС, используется (с 2013 г. по настоящее время) ряд технологических подходов. Так, согласно официальным отчётам представителей атомной энергетики Японии и МАГАТЭ, комплексное использование систем очистки «Kurion», «SARRY» и «ALPS», позволяет снизить активность по 62 радионуклидам в ЖРО до отметки ниже минимально допустимого значения (не включая ³H, ¹⁴C и некоторые др.). Несмотря на это, начавшиеся в августе 2023 года контролируемые сбросы «очищенных» вод, содержащих порядка $8,6 \times 10^{14}$ Бк ³H, с АЭС в Тихий океан вызвало волну опасений мирового сообщества о возможных негативных последствиях для морских экосистем, биоресурсов и человечества в целом. Ввиду этого, важной задачей является проведение независимых и всесторонних исследований радиоэкологической обстановки как в прилегающих морских акваториях, так и в мировом океане в целом.

В ходе 71 рейса ЦКП «НИС «Академик Опарин» (4 июня – 15 июля 2024 г.) в Японском и Охотском морях, а также северо-западной части Тихого океана, был проведён отбор более 50 поверхностных и глубинных проб морской воды (МВ) для количественного определения содержаний ³H и сопутствующих радионуклидов ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr. Для этой задачи были использованы методы сорбционного (¹³⁷Cs) и осадительного (⁹⁰Sr) концентрирования, с применением высокоселективных адсорбентов на основе ферроцианидов переходных металлов. Анализ ³H в морской воде проводился прямым методом с помощью низкофоновой жидко-сцинтилляционной β-спектрометрии, с предварительной дистилляцией МВ и электролитическим обогащением. Было показано, что локальные повышенные содержания ⁹⁰Sr наблюдаются вблизи центральной части Курильского архипелага, однако уровни не превышают международных норм (WHO, ICRP). Данный аспект, вероятно, связан с относительной близостью проходящего морского течения Курошио – первичного миграционного пути растворённых компонентов восточного берега Японии. Исследование содержания радиоцезия и трития в пробах МВ различной глубины, не выявило аномальных значений. Установленные количественные показатели не превышают следовые, что говорит об эффективности используемых подходов для очистки ЖРО сложного состава, накопленных на АЭС «Фукусима-1». Однако, ввиду запланированного процесса слива тритиевых вод на протяжении последующих 30 лет, а также высокой миграционной способности радионуклидов и возможности их кумуляции в морских экосистемах, необходимо проведение регулярного радиоэкологического мониторинга морских вод.

Работа выполнена при финансовой поддержке государственного задания Министерства науки и высшего образования Российской Федерации, проект СахГУ № FEF-2024-0005.

ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ СЕДИМЕНТАЦИИ ВЗВЕШЕННОГО ВЕЩЕСТВА В ЧЕРНОМ МОРЕ ПО ^{210}Pb И ^{210}Po

**Турянский В.А.,^а Разина В.А.,^а Шибеецкая Ю.Г.,^а Бежин Н.А.,^а
Кременецкий Д.А.,^б Тананаев И.Г.^{а,б}**

^аСевастопольский государственный университет,
299018, Севастополь, ул. Университетская, 33,

^бМорской гидрофизический институт Российской Академии Наук,
299011, Севастополь, ул. Капитанская, 2

^аИнститут химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева
Кольского научного центра Российской Академии Наук,
184209, Апатиты, ул. Академгородок, д. 26а
e-mail: nickbezhin@yandex.ru

За последние несколько десятилетий природные радионуклиды ^{210}Pb ($T_{1/2} = 22,3$ лет) и ^{210}Po ($T_{1/2} = 138,4$ сут) получили широкое распространение для изучения динамики взвешенного органического вещества в морских экосистемах. В морской воде ^{210}Pb и ^{210}Po активно адсорбируются на поверхности частиц, в то же время ^{210}Po также биоаккумулируется в органических тканях живых организмов. Таким образом, различия в удельной активности между ^{210}Po и ^{210}Pb в толще воды могут быть использованы для количественной оценки скорости обмена растворенных веществ и их потоков со взвешенным веществом во временном масштабе месяцев (^{210}Po) и десятилетий (^{210}Pb), в отличие от другой классической пары радионуклидов ^{238}U и ^{234}Th , позволяющей получать информацию о потоках органического вещества в коротком временном масштабе (2 – 3 недели) [1].

Для Черного моря ранее выполнялись только точечные определения концентрации ^{210}Po в пробах поверхностных вод [2], усилия авторов были сконцентрированы на анализе концентрации ^{210}Po в гидробионтах и донных осадках. Определение распределение ^{210}Pb в поверхностном слое Черного моря ранее не выполнялось. Также отсутствуют данные по потокам ^{210}Pb и ^{210}Po . Вертикальное распределение ^{210}Pb и ^{210}Po в Черном море изучалось более 30 лет назад всего на двух станциях [3].

Поэтому в ходе морских экспедиционных исследований нами впервые выполнена оценка поверхностного и вертикального распределения растворенной и взвешенной форм ^{210}Pb и ^{210}Po в прибрежной акватории Черного моря вдоль Южного берега Крыма в апреле-мае и декабре 2022 года, марте-апреле, июне-июле и октябре 2023 года.

По полученным данным активностей ^{210}Pb и ^{210}Po и концентрации взвешенного вещества впервые для прибрежной зоны Черного моря рассчитаны параметры седиментации взвешенного вещества. Установлено, что повышенные значения параметров седиментации наблюдаются вблизи крупных населенных пунктов Южного берега Крыма (городов Ялта, Судак и Феодосия) и могут свидетельствовать об увеличенной антропогенной нагрузке в этих районах.

Литература

1. Verdeny E., Masqué P., García-Orellana J., Hanfland C., Cochran J.K., Stewart G. *Deep-sea Research Part II Topical Studies in Oceanography*, 2009, **56**, 1502.
2. Lazorenko G.E., Polikarpov G.G., Osvath I. // *Radioprotection*, 2009, **44**, 981.
3. Wei Ch.-L., Murray J.W. // *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 1994, **58**, 1795.

Работа выполнена при финансовой поддержке Севастопольского государственного университета в рамках проекта № 42-01-09/253/2023-2.

ВЛИЯНИЕ ИОННОЙ СИЛЫ РАСТВОРОВ НА СТАБИЛЬНОСТЬ КОЛЛОИДНЫХ СИСТЕМ В ПРИСУТСТВИИ АЛЮМОФОСФАТНЫХ СТЕКЛОМАТРИЦ

Хабарова М.Р.^{а,б}, Родионова А.А.^{а,б}, Перова В.С.^{а,в}, Винокуров С.Е.^а

^а*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского,
119991, Москва, Косыгина, 19*

^б*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,
119991, Москва, Ленинские горы, 1, стр.3*

^в*Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева,
125047, Москва, Миусская площадь, 9
e-mail: masha.khabarova2017@yandex.ru*

Потенциальную опасность для окружающей среды представляют захораниваемые остеклованные высокоактивные отходы (ВАО). В России для размещения ВАО запланировано создание пункта их окончательной изоляции на участке «Енисейский» Нижнеканского массива. Безопасность создаваемого хранилища будет обеспечиваться многобарьерной системой защиты, обеспечиваемой наличием инженерных барьеров безопасности (ИББ). Одним из таких барьеров является консервирующая алюмофосфатная стекломатрица ВАО. При разрушении ИББ наиболее опасными формами радионуклидов являются радиоколлоиды, которые могут образовываться при контакте подземных вод с ИББ, в том числе с алюмофосфатными стекломатрицами, и подвергаться миграции на большие расстояния [1].

Для проведения экспериментов были выбраны образцы натрийалюмофосфатной (далее NAF) и натрийалюможелезофосфатной (далее NAFJ) стекломатриц с составами, мол. % $40\text{Na}_2\text{O}-20\text{Al}_2\text{O}_3-40\text{P}_2\text{O}_5$ и $40\text{Na}_2\text{O}-10\text{Al}_2\text{O}_3-10\text{Fe}_2\text{O}_3-40\text{P}_2\text{O}_5$. Коллоидные растворы получали путём статического выщелачивания выбранных стекол в растворе деионизированной воды в интервале 2-60 дней при 70°C. Стабильность коллоидов в зависимости от ионной силы растворов исследовалась методом динамического светорассеяния (Malvern ZETASIZER, Malvern).

По результатам анализа выщелатов после контакта со стекломатрицами NAF и NAFJ показано, что в случае NAF стекла происходит незначительное коллоидообразование, связанное с высокой ионной силой раствора. В случае выщелата NAFJ стекла количество алюминия и железа снижалось в 1,5-2 раза, что указывает на содержание данных элементов в коллоидной форме. В коллоидной системе с NAF стеклом наблюдали уменьшение ζ -потенциала с ростом ионной силы, что объясняется по теории ДЛФО сжатием двойного электрического слоя, вызванного выходом натрия, алюминия и фосфора в раствор. В системе с NAFJ стеклом данной зависимости не наблюдалось, так как интервал роста ионной силы находился в значительно меньшем диапазоне.

На основании полученных данных можно сделать вывод, что увеличение ионной силы приводит к уменьшению стабильности коллоидных систем. Дополнительные исследования в этой области будут способствовать лучшему пониманию поведения радионуклидов при их захоронении в пункте глубинного захоронения радиоактивных отходов.

Литература

1. Малахова А.Н. Вестник РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2020, 3, 45-52.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ, проект 25-27-00380.

**ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ СОРБЦИИ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ НА
ОБРАЗЦЕ ДОЛЕРИТА УЧАСТКА «ЕНИСЕЙСКИЙ»**

Хворостинин Е.Ю., Родионова А.А., Фими́на С.А., Винокуров С.Е.

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН (ГЕОХИ РАН),
119991, г. Москва, ул. Косыгина, д.19
e-mail: zhe003@mail.ru*

В 2018 году Госкорпорацией «Росатом» была утверждена стратегия создания пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (РАО) 1 и 2 класса на участке «Енисейский» Нижнеканского массива. Современная концепция захоронения РАО основана на принципе мультибарьерной системы безопасности. Данная система включает как инженерные барьеры (матрица с РАО, контейнер, глинистый буфер), так и естественные барьеры, которые представлены геологическими формациями.

Геологическую основу участка «Енисейский» представляют гнейсы, характеризующиеся крайне низкой пористостью и уникальной структурой, способной обеспечить достаточные изолирующие свойства по отношению к РАО. Породы участка «Енисейский» характеризуются наличием также комплекса внедренных в разрез гнейсов долеритовых даек, на контакте которых отмечаются зоны трещиноватости. По данным гидрогеологических исследований показано, что трещиноватые структуры даек обладают повышенной пропускной способностью для грунтовых вод и являются потенциальными путями миграции радионуклидов [1]. По этой причине установление термодинамических параметров удерживания радионуклидов трещиноватыми породами участка «Енисейский» в условиях подземного захоронения является актуальной задачей в рамках проведения прогнозного моделирования миграции радионуклидов.

Целью работы являлось построение изотерм сорбции Cs и Sr на образце долерита участка «Енисейский», а также определение термодинамических параметров сорбции выбранных радионуклидов.

В работе использовали образец кварцсодержащего долерита из скважины Р-7 с глубины 418 м участка «Енисейский». Фазовый состав образца определяли методом рентгенофазового анализа (дифрактометр MiniFlex 600, Rigaku, Япония). Рассчитанный фазовый состав кварцсодержащего долерита: слюда 4%, Mg-сметтит 6%, Na-сметтит 20%, хлорит 3%, тальк 3%, кварц 6%, плагиоклаз 43%, кальцит 14%.

Сорбцию Sr и Cs изучали при использовании раздробленного образца долерита при температурах 25, 37,5 и 50 °С при соотношении твердой и жидкой фазы 0,02 г/мл. Полученные данные были аппроксимированы моделями Фрейндлиха и Ленгмюра и определены параметры этих моделей. Исходя из полученных данных сорбции при разных температурах, рассчитаны термодинамические параметры сорбции δG , δH , δS .

Литература

1. J.C. Comte et al. *Water Resources Research*, 2017, **53(3)**, 2171-2198.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 22-73-10202.

РАЗРАБОТКА КОНЦЕПЦИИ ДИФФУЗИОННОГО РАДОНОВОГО ПОТЕНЦИАЛА ТЕРРИТОРИЙ

Кайгородов Е.И.^{а,б} Микляев П.С.,^{б,а} Петрова Т.Б.^с

^аФГУП НТЦ РХБГ ФМБА России, 123182, Москва, Щукинская, 40

^бФГБУН ИГЭ РАН, 101000, Москва, Уланский пер., д. 13, стр. 2;

^сМГУ им. М.В. Ломоносова, Химический факультет,

Кафедра радиохимии, 119234, Москва, Ленинские горы, 1с10.

e-mail: kaygorodovei@ntcrhbg.ru;

Известно, что радон (^{222}Rn) в зданиях вносит наибольший вклад в суммарную годовую эффективную дозу облучения населения [1] и является первым по значимости фактором риска рака легкого для некурящих. Основным источником поступления ^{222}Rn в здания являются грунты основания зданий, содержащие материнский по отношению к радону ^{226}Ra . Сочетание свойств грунтов, при которых содержание ^{222}Rn в помещениях зданий может превысить гигиенический норматив, называют потенциальной радоноопасностью. Оценка потенциальной радоноопасности является требованием Российских регулирующих документов [2]. Наиболее распространенный в мире способ оценки потенциальной радоноопасности – расчет геогенного радонового потенциала (ГРП). Согласно формуле, предложенной чешскими учеными Мартином и Матеем Незналами, ГРП определяется как функция активности радона в грунтовой газе и газопроницаемости грунта [3]. Недостатком такого подхода является отсутствие единой методики определения газопроницаемости грунта. Однако, по нашему мнению, проницаемость грунта можно достоверно охарактеризовать через параметры диффузионного переноса ^{222}Rn . Ранее [4] нами был предложен способ определения длины диффузии ^{222}Rn , на основе которого мы предлагаем способ расчета радонового потенциала, который мы назвали диффузионным (DRP):

$$DRP = \frac{C_{Ra} + \exp(L)}{100} \quad (1)$$

Где: C_{Ra} – удельная активность ^{226}Ra с учетом эманирования, Бк/кг; L – длина диффузии ^{222}Rn , м.

Целевая величина DRP является безразмерным показателем в диапазоне от 0 до 1 (в некоторых случаях может превышать 1, тогда следует принимать равным 1). Предложенная величина эффективна для оценки радоноопасности территорий, сложенных рыхлыми дисперсными грунтами, где преобладает диффузионный перенос радона.

Литература

1. ICRP, 2014. Radiological protection against radon exposure. ICRP Publication 126. Ann. ICRP 43(3).
2. Свод правил «Инженерно-экологические изыскания для строительства. Общие правила производства работ» (СП 502.1325800.2021) Минстрой России. М., 2021.
3. Bossew P. et al. Development of a geogenic radon hazard index—concept, history, experiences //International Journal of Environmental Research and Public Health.-2020.-Т. 17.-№. 11. – С. 4134.
4. Определение длины диффузии радона в массивах глинистых грунтов / Е.И. Кайгородов, П.С. Микляев, Т.Б. Петрова, А.П. Кулаков // Сергеевские чтения. Массивы грунтов как жизнеобеспечивающий ресурс общества : материалы годичной сессии Научного совета РАН по проблемам геоэкологии, инженерной геологии и гидрогеологии, Псков, 27–28 марта 2025 года. – Москва: Геоинфо, 2025. – С. 174–177.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда. Грант № 24–17-00217.

**КОНТРОЛЬ СОДЕРЖАНИЯ ИЗОТОПОВ ПЛУТОНИЯ В ПОЧВЕ ПРИ
ПРОВЕДЕНИИ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОГО МОНИТОРИНГА****Чекмарев Б.А., Рогозина А.И., Яковлев Н.Г.**

НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1,
e-mail: Chekmarev_ba @nrcki.ru

Исследования содержания, характера распределения и поведения плутония в окружающей среде имеет важное значение для радиоэкологии. Вместе с данными о содержании плутония в природных объектах, большое значение имеет информация об изотопном составе, который является информативной характеристикой при установлении вероятного источника загрязнения.

Методы определения плутония и его изотопного состава в природных объектах, в том числе в почве, в качестве обязательной стадии включают радиохимическую подготовку образца. При этом осуществляют отделение матрицы и мешающих макро- и микрокомпонентов. Необходимо также эффективное отделение плутония от естественных и техногенных альфа-излучающих радионуклидов, таких как торий, уран, ^{241}Am .

Задачей работы была отработка метода определения содержания плутония и соотношения изотопов плутония $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$ в пробах почв при проведении радиоэкологического мониторинга с целью контроля миграции и последующей локализации возможных загрязнений.

Для выполнения таких оценок за основу контроля содержания изотопов плутония был взят один из известных аттестованных методов [1] с использованием альфа-спектрометрии как метода измерений и с применением в качестве метки изотопа ^{242}Pu . Метод включал в себя разрушение матрицы обработкой кислотами $\text{HF}+\text{HCl}$, затем $\text{HF}+\text{HNO}_3$, извлечение плутония экстракцией трибутилфосфатом (ТБФ), очистку на анионите АВ-17, электролитическое осаждение на диске из нержавеющей стали и альфа-спектрометрическое определение. Измерения альфа-спектров от полученных счетных образцов проводили с использованием российского альфа-спектрометрического комплекса на основе УМФ-2000 с комплектом спектрометрическим «УМФ-Спектр».

Установлено, что соотношение содержания изотопов плутония $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$ в пробах почв имеет вариабельность значений от $0,04 \pm 0,01$ до $0,05 \pm 0,01$. Преимущественный характер загрязнений, судя по полученным значениям удельной активности изотопов плутония (менее 2 ± 1 Бк/кг) и установленным соотношениям содержания изотопов плутония $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$, наиболее соответствует глобальным выпадениям [1]. Точечные загрязнения с повышенной удельной активностью изотопов плутония должны быть поставлены на контроль и локализованы. Заметной миграции изотопов плутония от мест расположения точек загрязнений не обнаружено.

Показано, что примененный в работе метод измерений обеспечивает получение достоверных результатов с относительной расширенной неопределенностью не более 30 % при радиохимическом выходе плутония не менее 80 %.

Литература

1. Бахур А. Е. и др. Методы определения изотопов плутония в радиоэкологии // АНРИ. – 2003. – №. 2. – С. 2-8.

СЕКЦИЯ 7

Радиофармацевтическая ХИМИЯ

RADIOCHEM-CONF.RU

РАЗРАБОТКА ФАРМАКОЛОГИЧЕСКИХ ПРЕПАРАТОВ ДЛЯ РЕНТГЕНОФОТОДИНАМИЧЕСКОЙ ТЕРАПИИ

Бахметьев В.В., Власенко А.Б., Зыкова П.Д., Янг Г.Ф., Борисенкова А.А.

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт
(технический университет), 190013, Санкт-Петербург, Московский проспект, 26
e-mail: vadim_bakhmetyev@mail.ru*

Рентгенофотодинамическая терапия (РФДТ) – перспективный метод лечения онкологических заболеваний, а также бактериальных и вирусных инфекций. Ее суть заключается во введении в организм фармакологического препарата, который под действием рентгеновского или гамма-излучения вырабатывает активный кислород, уничтожающий опухолевые клетки, бактерии и вирусы. Это позволяет снизить дозу облучения, получаемую пациентом при терапевтическом воздействии. Для реализации РФДТ возможно использовать препараты двух типов:

1. Однокомпонентный препарат, генерирующий активный кислород непосредственно под действием рентгеновского излучения. В качестве одного из вариантов такого препарата может выступать рентгенолюминофор с наноразмерными частицами, который испускает ультрафиолетовое излучение, под действием которого растворенный в тканях кислород переходит в синглетную форму.

2. Двухкомпонентный препарат, состоящий из нанолюминофора, конвертирующего рентгеновское или гамма-излучение в видимый свет и фотосенсибилизатора, вырабатывающего активный кислород под действием излучения нанолюминофора. Несмотря на двухстадийное преобразование энергии, в некоторых случаях такие препараты способны генерировать активный кислород более эффективно, чем препараты первого типа [1].

Целью данной работы являлся синтез люминофоров с наноразмерными частицами для препаратов обоих типов, создание препаратов на основе синтезированных нанолюминофоров и исследование их эффективности. Нанолюминофоры синтезировались гидротермальным способом. Для препарата первого типа был синтезирован нанолюминофор $\text{LaF}_3:\text{Ce}$, для препаратов второго типа – нанолюминофоры $\text{Y}_2\text{O}_3:\text{Eu}$, $\text{GdF}_3:\text{Tb}$ и $\text{Gd}_2\text{O}_2\text{S}:\text{Tb}$. Нанолюминофор $\text{Y}_2\text{O}_3:\text{Eu}$ испытывался совместно с фотосенсибилизатором «Радахлорин», нанолюминофоры $\text{GdF}_3:\text{Tb}$ и $\text{Gd}_2\text{O}_2\text{S}:\text{Tb}$ – совместно с фотосенсибилизатором «Бенгальский розовый». Для связывания с фотосенсибилизаторами частицы нанолюминофоров покрывались оболочкой из полиэтиленгликоля, модифицированного аминокетонами. Были разработаны модели кристаллической структуры синтезированных нанолюминофоров, показывающие оптимальные концентрации активаторов, при которых достигается наиболее высокая интенсивность люминесценции. Испытания изготовленных препаратов показали, что по сравнению с чистым фотосенсибилизатором «Бенгальский розовый», система $\text{GdF}_3:\text{Tb}$ – «Бенгальский розовый» повышает генерацию активного кислорода под действием рентгеновского излучения на 18%, а система $\text{Gd}_2\text{O}_2\text{S}:\text{Tb}$ – «Бенгальский розовый» – в 3,8 раза. Кроме того, система $\text{Gd}_2\text{O}_2\text{S}:\text{Tb}$ – «Бенгальский розовый» показала антибактериальную активность при испытаниях на культурах *E.coli* и *B.cereus*.

Литература

1. Власенко А.Б., Бахметьев В.В., Няникова Г.Г. Исследование активности систем люминофор-фотосенсибилизатор для онкотерапии химическими и микробиологическими методами // *Известия Санкт-Петербургского государственного технологического института (технического университета)*, 2022, №62(88), 12-15.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ЛИНИИ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

Андреев О.И., Буткалюк П.С., Абдуллов Р.Г. Гурьева М.Н., Буцаев И.С.,
Степанова Т.В., Мельникова С.В., Перепелкин Д.А.

*АО "Государственный научный центр- Научно-исследовательский институт атомных реакторов", 433510, Ульяновская область, Димитровград, Западное шоссе, 9,
e-mail: orip@niiar.ru*

В АО "ГНЦ НИИАР" в 2022 году был введен в эксплуатацию участок производства препаратов ^{223}Ra , ^{227}Th из ^{227}Ac , а с 2023 года - участок производства препарата ^{225}Ac из смеси изотопов $^{228}\text{Th}+^{229}\text{Th}$. Также ведутся работы по получению экспериментальных партий ^{228}Th и ^{224}Ra . Достигнутые к настоящему времени объемы производства данных препаратов ограничены требованиями к радиационной защите и системам обращения с газообразными радиоактивными отходами. Для многократного увеличения объемов их производства в настоящее время идет проектирование новой технологической линии. Технологическая линия будет состоять из 10 радиационно-защитных камер, 6 радиационно-защитных боксов, аналитической лаборатории и участка подготовки реактивов, а также систем обращения с радиоактивными отходами.

В качестве стартового материала будет использован длительно выдержанный Ra-226. После его очистки от долгоживущих продуктов радиоактивного распада планируется изготавливать два типа мишеней. Первый тип мишеней планируется облучать в течение 20-40 эфф. сут для получения смеси изотопов тория, обогащенных по ^{228}Th . Данный препарат предназначен для генерирования ^{224}Ra и ^{212}Pb . Второй тип мишеней планируется облучать в течение не менее 180 суток для получения смеси изотопов тория, обогащенных по ^{229}Th . Такая смесь будет использована для генерирования ^{225}Ac . В мишенях обоих типов помимо изотопов тория накапливается ^{227}Ac , который после выделения из облученного материала и очистки будет передаваться на существующий участок производства ^{223}Ra и ^{227}Th . Радий-226 после регенерации будет использоваться для повторного изготовления мишеней.

Камеры и боксы будут сгруппированы в три изолированные технологические цепочки: линия ^{226}Ra и облученных мишеней, линия ^{225}Ac и линия ^{228}Th . Каждая технологическая цепочка имеет отдельные боксы для загрузки расходных материалов и для разбавления аналитических проб.

В целях защиты персонала и окружающей среды в разрабатываемой технологической схеме предусмотрены три установки для улавливания изотопов радона: две из них основаны на использовании вакуумируемого емкостного оборудования для выдержки ^{222}Rn и ^{220}Rn , соответственно. Третья установка содержит фильтры с активированным углем, охлаждаемые парами жидкого азота, для сорбции следов радона из воздуха, удаляемого из защитного оборудования.

ЯДЕРНАЯ АПТЕКА – КРАТЧАЙШИЙ ПУТЬ РАДИОФАРМПРЕПАРАТА ОТ ИДЕИ ДО КЛИНИКИ

**Кодина Г.Е.,^а Крылов В.В.,^б Власова О.П.^{а,б},
Иванов С.А.^б, Шегай П.В.^а, Каприн А.Д.^а**

^аФГБУ НМИЦ радиологии Минздрава России

ул. Королева, д. 4, г. Обнинск, 249036, Российская Федерация

^бМРНЦ им. А.Ф. Цыба – филиал ФГБУ НМИЦ радиологии Минздрава России

ул. Королева, д. 4, г. Обнинск, 249036, Российская Федерация

Понятие «ядерная аптека» происходит от буквального перевода термина «nuclear pharmacy», который упоминается в мировой научной периодике с середины 1970х и применяется к специальному подразделению, где проводятся синтез и контроль качества радиофармпрепаратов (РФЛП). Практически во всем мире радиофармацевты могут законно изготавливать РФЛП при условии подтвержденного профессионального образования, профессиональной лицензии и лицензирования помещения аптеки. Бесспорны два преимущества такой практики в начале жизненного цикла каждого РФЛП:

- во-первых, это наиболее короткий путь к пациенту жизненно необходимого для него препарата;
- во-вторых, часто только многолетнее применение РФЛП у ограниченного круга пациентов может подтвердить или опровергнуть необходимость организации крупномасштабного промышленного производства, связанного с привлечением серьезных капитальных вложений, и последующего широкого клинического применения препарата.

В России радиофармацевтические лекарственные препараты (РФЛП) с 2021 г. могут изготавливаться вне зоны действия регистрационного удостоверения или использоваться не по тем показаниям, для которых они были зарегистрированы. Порядок изготовления РФЛП непосредственно в медицинской организации регулируется приказами №1218н (от 12.11.2020 г.) и №249н (от 22.05.2023 г.) Минздрава России. Кроме того, приказом №780н (от 31.07.2020 г.) утвержден новый вид аптечной организации: производственная аптека с правом изготовления РФЛП. Благодаря организации такого подразделения в МРНЦ им. А.Ф. Цыба с 2022 г ежегодно изготавливается для пациентов свыше 300 доз РФЛП на основе ^{177}Lu , до 200 доз РФЛП ^{225}Ac (при этом объем наработок сдерживается только невозможностью приобретения больших количеств исходного радионуклида), выполняется изготовление около 100 инъекций препаратов ^{188}Re для внутрисуставного (или внутриаартериального) введения пациентам с суставными заболеваниями и онкологического профиля. Имеются возможности и желания расширить перечень применяемых радионуклидов, однако следует отметить, что уже в течение нескольких лет в стране есть трудности с поставками изотопной, в первую очередь, циклотронной продукции в необходимом ассортименте.

Сегодня перечень медицинских организаций, имеющих лицензированные подразделения изготовления РФЛП, насчитывает порядка 20 позиций. Тем не менее, в нашей стране практика организации ядерных аптек еще не стала рутинной, и есть множество вопросов, которые нужно решить для нормального функционирования таких аптек. Еще предстоит создать полноценную систему подготовки специалистов в области радиофармацевтической химии и добиться официального включения в штатное расписание медицинских организаций химиков с высшим и средним техническим образованием. Следует ускорить процедуры внесения дополнений и корректировок в документацию по радиационной безопасности, регламентирующую порядок начала работ с новыми радионуклидами в условиях аптеки и клинического применения соответствующих РФЛП. Проблем много, но организация новой для нас формы работы позволяет надеяться на быстрое развитие ядерной медицины в стране и обеспечение доступности жизненно необходимых препаратов и методов лечения пациентам.

ПОЛУЧЕНИЕ МЕДИЦИНСКИХ РАДИОИЗОТОПОВ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

Алиев Р.А., Кормазева Е.С., Хоменко И.А., Фуркина Е.Б.

НИЦ «Курчатовский институт» пл. Академика Курчатова, 1, Москва, 123098,
e-mail: ramiz.aliev@gmail.com

Многие радиоизотопы редкоземельных элементов (РЗЭ) являются перспективными кандидатами на роль медицинских радионуклидов будущего. Являясь жесткими катионами, лантаниды образуют прочные хелатные комплексы с полидентатными кислородсодержащими лигандами, такими как полиаминокарбоновые кислоты. Это позволяет использовать хорошо отработанные способы получения меченых биомолекул. Одним из наиболее эффективных радионуклидов для терапии является ^{177}Lu . Однако некоторые радиолантаниды, пока не вошедшие в клиническую практику, могут оказаться не менее, а возможно и более эффективными, в частности, ^{161}Tb ¹. Однако пути их получения зачастую недостаточно изучены – сечения исследованы лишь фрагментарно, а радиохимические методики выделения из облученных мишеней не разработаны. В настоящей работе исследованы ядерные реакции, приводящие к радиоактивным изотопам РЗЭ (Таблица 1) и проведен ряд экспериментов по их экстракционно-хроматографическому выделению из облученных мишеней. Работы выполнены на циклотроне У-150 и реакторе ИР-8.

Таблица 1. Исследованные в работе радионуклиды РЗЭ

Радионуклид	$T_{1/2}$	Возможное применение	Исследованные пути получения
^{149}Tb	4,12 ч	Альфа-радиотерапия	$^{151}\text{Eu}(^3\text{He}, 5n)$
^{152}Tb	17,5 ч	ПЭТ	$^{151}\text{Eu}(\alpha, 3n)$
^{155}Tb	5,32 сут	Оже-терапия, ОФЭКТ	$^{155}\text{Gd}(\alpha, 4n)^{155}\text{Dy}(\epsilon)$ $^{153}\text{Eu}(\alpha, 2n)$
^{161}Tb	6,89 сут	Бета-радиотерапия	$^{160}\text{Gd}(n, \gamma)^{161}\text{Gd}(\beta)$
^{165}Er	10,36 ч	Оже-терапия	$^{\text{nat}}\text{Er}(\alpha, x)^{165}\text{Tm}(\epsilon)$
^{167}Tm	9,25 сут	Оже-терапия, ОФЭКТ	$^{\text{nat}}\text{Er}(\alpha, x)$ $^{165}\text{Ho}(\alpha, 2n)$
^{133}La	3,91 ч	ПЭТ	$^{135}\text{Ba}(p, 3n)$
^{135}La	19,5 ч	Оже-терапия	$^{136}\text{Ba}(p, 2n)$ $^{135}\text{Ba}(p, n)$
^{140}Nd	3,37 сут	ПЭТ	$^{141}\text{Pr}(\alpha, x)$

Литература

1. Verburg, F.A., de Blois, E., Koolen, S. et al. EJNMMI Phys, 2023, **10**, 69.

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ МЕТОДЫ В РАДИОИЗОТОПНЫХ ИССЛЕДОВАНИЯХ И ПРОИЗВОДСТВЕ РАДИОНУКЛИДОВ**Жуйков Б.Л.**

*ФГБУН Институт ядерных исследований Российской академии наук,
117312, Москва, проспект 60-летия Октября 7А,
e-mail: bz@inr.ru*

Высокотемпературные методы представляются собой перспективными в радиоизотопных исследованиях, получении радионуклидов для ядерной медицины, науки и техники. Они включают газохимическое выделение – перевод элементов в газовую фазу при температуре порядка 1000 °С и их хемосорбцию на различных поверхностях. Другой используемый подход – прямая сорбция радионуклидов из расплавленных металлов. Эти методы нашли широкое применение в исследовании химии новых элементов Периодической системы Д.И. Менделеева; в выделении радионуклидов из мишеней, облученных на ускорителе или реакторе в фундаментальных и прикладных исследованиях; в разделении радионуклидов; при изготовлении источников излучения; в разработке радионуклидных генераторов; при выделении радионуклидов из природных материалов с целью активационного анализа и др.

Примерами успешного использования нами этих методов являются:

- выделение медицинского радионуклида ^{82}Sr сорбцией из металлического Rb, облученного протонами средних энергий [1], что нашло применение в регулярном производстве;
- измерение сечений образования медицинского радионуклида $^{117\text{m}}\text{Sn}$ в мишенях Sb, облученных протонами [2];
- выделение ^{22}Na , используемого для фундаментальных, медицинских и технических целей, возгонкой из облученного металлического Al [3];
- выделение ^{223}Ra из облученного Th и его термохроматографическое отделение от других радионуклидов [4];
- разработка медицинского генератора $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$ на основе возгонки Bi [5];
- изготовление мишеней и тонких источников лантанидов и актинидов возгонкой низших оксидов [6];
- выделение терапевтического радионуклида ^{211}At из Bi, облученного α -частицами;
- выделение ^{109}Cd из облученного протонами In, ^{72}Se из облученного протонами GaAs;
- выделение медицинского радионуклида ^{177}Lu из металлического Yb, облученного в реакторе, и многое другое.

Литература

1. Zhuikov B.L., Ermolaev S. V., Kokhanyuk V. M. *Patent USA 8 929 503 B1*, 2015.
2. Ermolaev S.V., Zhuikov B.L. et al. *Radiochim. Acta*, 2020, **108**, 327.
3. Bruchertsefert H., Reetz T., Zhuikov B.L. *Radiochim. Acta*, 1979, **26**, 139.
4. Жуйков Б.Л., Калмыков С.Н., Ермолаев С.В. и др. *Радиохимия*, 2011, **53**, 66.
5. Zobnin V. A, Zhuikov B. L. et al. *Appl. Rad. Isot.*, 2025, **215**, 111581.
6. Жуйков Б.Л., Букланов Г.В.. *Патент РФ 2310249*, 2007.

МИКРОГЕЛИ НА ОСНОВЕ КАРБОКСИМЕТИЛЦЕЛЛЮЛОЗЫ, КАК ПЛАТФОРМА ДЛЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ МУЛЬТИФУНКЦИОНАЛЬНЫХ ПРЕПАРАТОВ**Орлова М.А., Спиридонов В.В., Золотова А.С., Трофимова Т.П., Северин А.В.***Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова*

Современный тренд в создании лекарственных препаратов заключается в максимальном совместном или по-стадийном воздействии на опухоль несколькими препаратами. В случае радиофармпрепаратов рассматриваются возможности радионуклидов-тераностиков (диагностика-терапия), одновременного введения двух радионуклидов разного терапевтического действия на платформе-носителе, а также совместного введения радионуклида и антиопухолевого препарата. В качестве платформы в ряде случаев используются биосовместимые, биodeградируемые полимеры разной природы, в том числе – полисахариды. Карбоксиметилцеллюлоза (КМЦ) считается перспективной в качестве такой платформы, поскольку она способна создавать высокоустойчивые микрогелевые структуры различной размерности за счет взаимодействия с ионами металлов. Подобные комплексы могут транспортировать как медицинские радионуклиды, так и органические молекулы, обладающие антиопухолевыми свойствами.

В данной работе были получены и исследованы двойные КМЦ-радионуклид микрогели, где в качестве радионуклида использованы ^{69m}Zn (II), ^{67}Cu (II), $^{207(213)}\text{Bi}$ (III), ^{90}Y (III), $^{103(106,97)}\text{Ru}$ (III), а также тройные микрогели КМЦ-радионуклид-L, где L = L¹- N-(5,6-дигидро-4H-1,3-тиазин-2-ил)бензамид – iNOS ингибитор и L²- N-(4-изопропил-фенил) – N-(1-иминоэтил)пиперидин – 1-карбоеиноамид-гидробромид –NOS – активатор (NOS – NO-синтаза). Использовались методы: динамического рассеяния света, микроэлектрофореза, ПЭМ, биораспределения комплексов *in vivo* в организме мышей, тонкослойной хроматографии, гамма- облучения для определения радиационной стабильности, ICP-AS, а также методы гамма-спектрометрии для измерения активности и МТТ для определения цитотоксичности *in vitro*. Синтезированные микрогели имеют размеры от 110 до 200 нм, что зависит от введенного иона металла и среды. Увеличение содержания ионов металлов и добавление в физиологический раствор BSA уменьшают размеры вплоть до 0D-мерных за счет увеличения образования дополнительных связей, сшивающих полисахарид. Все полученные растворы микрогелей являются устойчивыми, сохраняя отрицательное значение ЕРМ. Наблюдается высокая радиационная устойчивость микрогелей при внешнем γ -облучении до доз, превышающих медицинские, и при этом потери радионуклидов не превышают 2-3%. Введение органических лигандов определяет конформацию трехкомпонентных комплексов, что влияет на их цитотоксичность.

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ МЕДИЦИНСКИЕ РАДИОНУКЛИДЫ РУТЕНИЯ И ВОЗМОЖНОСТИ ИХ СВЯЗЫВАНИЯ С ГИДРОКСИАПАТИТОМ, КАК ПОТЕНЦИАЛЬНЫМ НОСИТЕЛЕМ

Ярышев В.Ю.,^а Северин А.В.,^а Орлова М.А.^{а,б}

^а *Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, г. Москва, 119991, Ленинские горы, д.1, стр. 3*

^б *РНИМУ им. Н.И. Пирогова, г. Москва, 117997, Российская Федерация*
e-mail: severin@radio.chem.msu.ru

Создание современных многофункциональных антираковых препаратов является в настоящее время актуальной задачей. В последнее десятилетие в качестве основы таких препаратов рассматривают рутений - редкий элемент, относящийся к платиновым металлам. Рутений способен действовать и как химический агент, и как источник ионизирующего излучения за счет радионуклидов, пригодных для ядерной медицины. К таковым можно отнести два изотопа: ^{97}Ru (период полураспада 2,9 суток, E_{γ} -квантов: 216 кэВ (86%) и 324 кэВ (11%)) - потенциальный диагностический радионуклид и ^{103}Ru (β^- -распад, период полураспада 39,3 суток, $E_{\beta, \text{max}}$: 227 кэВ (92%), 113 кэВ (7%)) - как терапевтический. Как возможный перспективный носитель этих радионуклидов в работе предложен гидроксиапатит (ГАП), который уже давно зарекомендовал себя как биосовместимый и биорезорбируемый компонент многих лекарственных композиций, в том числе и для радиофармпрепаратов (РФП).

В данной работе использовали два метода связывания ионов рутения с ГАП: сокристаллизационный и сорбционный. Основное внимание было уделено влиянию допирующего иона на структуру и морфологию носителя, прочность удержания ионов рутения в различных средах, а также предотвращение образования рутением своей собственной фазы. При сокристаллизационном способе ионы рутения вводили в синтез ГАП, варьируя момент введения допанта, а также его количество. В условиях эксперимента рутений не образует собственную фазу и равномерно распределяется по поверхности наночастиц носителя. Однако существуют условия, при которых происходит частичная аморфизация и дезагрегация исходного ГАП, а также изменение его морфологии. Второй способ - сорбционное связывание рутения с ГАП, исследовали с применением радионуклидной метки ^{106}Ru . Как оказалось, данный процесс протекает достаточно быстро. Время выхода на стационар и уровень максимального связывания рутения с ГАП в наших экспериментах в основном зависит от морфологии исходных наночастиц сорбента, а также от его текстуры (от удельной поверхности и пористости). Связанный с носителем рутений прочно удерживается ГАП – десорбции практически не наблюдается ни в водном, ни в физиологическом растворах. Таким образом, можно определить оптимальные условия проведения связывания радионуклидов рутения как по сокристаллизационному, так и по сорбционному механизму. Каждый из вышеизложенных способов и, главным образом, их сочетание, открывает перспективы для разработки тераностических радиофармпрепаратов, когда на стадии синтеза носителя возможно введение относительно долгоживущего изотопа (^{103}Ru), а более короткоживущий (^{97}Ru) может быть введен в состав РФП непосредственно сорбционным путём. При сочетании с другими химическими терапевтическими агентами, в том числе и на основе нерадиоактивного рутения, возможно создание многофункциональных антираковых препаратов.

Исследование выполнено в рамках государственного задания МГУ имени М.В. Ломоносова.

ПОЛУЧЕНИЕ РУТЕНИЯ-97 ОБЛУЧЕНИЕМ МОЛИБДЕНА-97 АЛЬФА-ЧАСТИЦАМИ**Фазлиев Т.М., Кормазева Е.С., Алиев Р.А.**

*НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Россия, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1
e-mail: goldygopher@mail.ru*

^{97}Ru представляет распадается путём электронного захвата и испускает низкоэнергетические гамма-линии (преимущественно 215,7 и 324,5 кэВ), которые подходят для визуализации методом ОФЭКТ. ^{97}Ru имеет достаточно продолжительный период полураспада ($T_{1/2} = 2,83$ сут), что позволяет использовать его в качестве компонента радиофармпрепарата для диагностики медленных биологических процессов [1] Также он излучает Оже-электроны, что позволяет рассматривать его как тераностический радионуклид.

Одним из эффективных способов наработки ^{97}Ru является реакция облучения ^{97}Mo альфа-частицами $^{97}\text{Mo}(\alpha,4n)^{97}\text{Ru}$. На сегодняшний день единственный экспериментальный набор данных для данной реакции был получен в 1991 году Левковским В.Н. в диапазоне энергий альфа-частиц 37,9 – 46,2 МэВ [2].

В данной работе было проведено облучение $^{97}\text{MoO}_3$ на циклотроне У-150 НИЦ «Курчатовский институт» альфа-частицами с начальной энергией 60 МэВ. В результате были измерены сечения реакции в диапазоне энергий 58,4 – 12,7 МэВ. Кроме основного продукта ^{97}Ru , образуются побочные радионуклиды: ^{96}Tc , $^{96\text{m}}\text{Tc}$, ^{95}Tc , ^{95}Ru . На основании полученных данных выбрана эффективная стратегия облучения для наработки целевого изотопа ^{97}Ru .

Литература

1. Zuba I. et al. Ruthenium as an important element in nuclear energy and cancer treatment //Applied Radiation and Isotopes. – 2020. – Т. 162. – С. 109176.
2. Levkovski V. N. et al. Cross sections of medium mass nuclide activation ($A= 40\text{-}100$) by medium energy protons and alpha-particles ($E= 10\text{-}50$ MeV) //Inter-Vesi, Moscow, USSR. – 1991.

РАДИОЛИЗ ГИДРОКСИЛСОДЕРЖАЩИХ МОЛЕКУЛ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ ПРИ НИЗКИХ МОЩНОСТЯХ ДОЗЫ: ЭКСПЕРИМЕНТ И КИНЕТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ**Экенель О.В.^а, Ничипор Г.В.^а, Свердлов Р.Л.^б***^аГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны»**НАН Беларуси, 220109, Минск, а/я 119**^бНИИ физико-химических проблем БГУ, 220006, Минск, ул. Ленинградская, 14**e-mail: olga.urbanovich@gmail.com*

В течение многолетних исследований было показано, что в ходе реакций со свободными радикалами бифункциональные гидроксилсодержащие органические соединения могут подвергаться фрагментации [1], α -дио́лы служат удобными модельными соединениями для исследования таких веществ, в том числе и биомолекул, таких как липиды, углеводы и нуклеотиды. В последние годы появились факты, указывающие на значительное влияние мощности дозы действующего излучения на интенсивность протекания радиационно-индуцированной свободнорадикальной фрагментации α -дио́лов в водных растворах [2, 3].

В данной работе была создана физико-химическая модель радиолита α -дио́лов, основываясь на ранее полученных экспериментальных данных. Кинетические расчеты выполнялись с помощью программного обеспечения KINETIC, разработанного в Институте теоретической и экспериментальной физики в Москве в 1970-х и 1980-х годах. Для построения вычислительной модели был сформирован список химических реакций превращений растворенных диолов с продуктами радиолита воды и образующихся радикалов, и их констант скорости, были сформулированы соответствующие уравнения химической кинетики. Данные по константам скоростей реакций взяты из базы химических констант NDRL/NIST Solution Kinetics Database [4] и других литературных источников.

В результате проведенных исследований была разработана кинетическая модель стационарного радиолита 1 М деаэрированных водных растворов этиленгликоля и пропандиола-1,2 согласующаяся с известными экспериментальными данными, были получены зависимости радиационно-химических выходов продуктов свободнорадикальной фрагментации диолов от мощности дозы ионизирующего излучения. Было показано, что по мере уменьшения мощности дозы излучения процессы свободнорадикальной фрагментации интенсифицируются с увеличением радиационно-химических выходов продуктов ацетальдегида (для растворов этиленгликоля) и ацетона (для растворов пропандиола-1,2).

Создание модели такого рода процессов, позволит проводить теоретический расчет кинетики накопления продуктов радиационно-индуцированной свободнорадикальной фрагментации гидроксилсодержащих органических молекул в водных растворах при изменении мощности дозы ионизирующего излучения. Такие исследования способствуют развитию представлений о превращениях химических веществ в водных растворах под действием радиации и представляют важность для изучения механизмов действия ионизирующего излучения на живые организмы на молекулярном уровне.

Литература

1. Петряев Е.П., Шадыро О.И. Радиационная химия бифункциональных органических соединений. – Минск: Университетское, 1986. – 166 с.
2. Nepachalovich P.S. [et al.] Free Radic. Res., 2020, 54, № 10, 732.
3. Jiang D. [et al.] Org. Biomol. Chem., 2012, 10, 1102.
4. NDRL/NIST Solution Kinetics Database on the Web [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://kinetics.nist.gov/solution/> – Дата доступа: 01.04.2025.

ВЫБОР СОРБЕНТА ДЛЯ ГЕНЕРАТОРА ГАЛЛИЯ-68

Денисов Е.И., Лорер П.А, Семенищев В.С.

УрФУ, г. Екатеринбург,
e-mail: eidenisov@urfu.ru

В настоящее время коммерческое производство генераторов $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ имеется в ограниченном числе стран мира. Большой период полураспада материнского ^{68}Ge ($T_{1/2} = 270,9$ сут) обеспечивает продолжительный срок эксплуатации генератора, а малый период полураспада ^{68}Ga ($T_{1/2} = 67,7$ мин) позволяет минимизировать дозовую нагрузку на пациента. В диагностике целого ряда достаточно распространенных онкологических заболеваний методом ПЭТ РФП с ^{68}Ga являются более информативными, чем, например, ^{18}F -фтордезоксиглюкоза. Одной из причин сдерживающих производство генераторов является получение сорбента, отвечающего множеству противоречивых требований, малым проскоком Ge при полном вымывании Ga и большой радиационной устойчивости.

Для разработки химической схемы генератора $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ фирмой «Селион», (г. Заречный) синтезирован аналог сорбента Т-50, ранее используемого ЗАО «Циклотрон». Для исследования использовали сорбент С-ТЦ8 гидроксид титана с содержанием Zr 8%, термообработанный при 100–600 °С.

Исследование процессов межфазного распределения проводили с помощью стабильных Ga и Ge. Содержания аналитов в сорбенте и растворе измеряли на рентгено-флюоресцентном спектрометре QUANT'X с последующим расчетом материального баланса и определением степени сорбции и десорбции. Все эксперименты провели в динамических условиях. Погрешность полученных величин S и D составляет от 5 до 25%, что говорит о невоспроизводимости химического эксперимента.

Степень сорбции германия из нейтральных растворов зависит от температуры обработки сорбентов, чем меньше, тем лучше, и слабо зависит от скорости пропускания раствора. Степень десорбции германия также зависит от температуры обработки сорбентов, наихудшая десорбция наблюдается для сорбента, прокаленного при 100 °С, и слабо зависит от скорости пропускания раствора

Степень десорбции галлия 0,1М HCl (98–99%) слабо зависит от температуры обработки сорбентов и слабо зависит от скорости пропускания. Наихудшая десорбция наблюдается для сорбента, прокаленного при 100°С,

Продемонстрирована возможность получения сорбента С-ТЦ8, пригодного для создания генератора $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$. Подтверждена возможность создания на основе сорбента С-ТЦ8 радионуклидного генератора. Получен хороший коэффициент разделения Ga, Ge ~1000 для сорбента С-ТЦ8, прокаленного при 450°С.

РАДИОНУКЛИД - ПРЕДШЕСТВЕННИК РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ЛЕКАРСТВЕННОГО ПРЕПАРАТА

Кодина Г.Е.^а, Дороватовский С.А.,^б Власова О.П.^{а,б}

^аФГБУ НМИЦ радиологии Минздрава России; ул. Королева, д. 4, г. Обнинск, 249036,
Российская Федерация;

^бМРНЦ им. А.Ф. Цыба – филиал ФГБУ НМИЦ радиологии Минздрава России
ул. Королева, д. 4, г. Обнинск, 249036, Российская Федерация
e-mail: gkodina@yandex.ru

Основой любого радиофармацевтического лекарственного препарата (РФЛП), является радионуклид (РН), присутствием которого обусловлены специфические свойства РФЛП, не характерные для других лекарственных средств.

Цель доклада – обсуждение требований к исходному препарату РН, который может быть использован в радиофармацевтическом производстве или аптеке РФЛП.

Именно ядерно-физические характеристики РН определяют возможность применения соответствующих РФЛП в конкретных направлениях ядерной медицины (ОФЭКТ, ПЭТ, РНТ). Поэтому часто в регуляторных требованиях и документах на РФЛП исходный РН рассматривают как активную фармацевтическую субстанцию (АФС), требования к производству которой установлены в части 2 Правил надлежащей производственной практики (GMP). Однако среди множества РФЛП, применяемых в мировой ядерной медицине, можно найти лишь единичные примеры, когда РН, полученный в результате радиохимической переработки облученной мишени, представляет собой готовый РФЛП. Как правило, он является исходным реагентом (предшественником, прекурсором) для получения определенного РФЛП с образованием новой молекулы, содержащей РН.

В Информационном справочнике понятий, применяемых в рамках Евразийского экономического союза [1] приведено следующее определение - «прекурсор радиофармацевтического лекарственного препарата» – радиофармацевтический лекарственный препарат, представляющий собой радионуклид, предназначенный для введения радиоактивной метки в другое вещество». То есть, должны соблюдаться требования части 1 GMP. Вместе с тем в Правилах надлежащей производственной практики ЕАЭС [2] дано более точное определение: "радиофармацевтический прекурсор... - радиоактивное вещество, предназначенное для введения радионуклидной метки в другое вещество перед его применением» (это ч. 2. [2]).

В ГФ РФ XV издания применяется термин «Раствор для радиоактивных меток», например, «Натрия йодид (^{131}I), раствор для радиоактивных меток» или «Лютеций (^{177}Lu), раствор для радиоактивных меток». И пока отсутствуют специальные требования к производству таких растворов, если они соответствуют показателям, перечисленным в действующих фармакопейных статьях: идентификация (подлинность по радионуклиду), pH (если применимо), объемная (и/или удельная), радиохимическая чистота, элементные примеси, стерильность или микробиологическая чистота, бактериальные эндотоксины. Последние два показателя могут определяться ретроспективно по согласованию с заказчиком. Организация производства таких продуктов вполне возможна силами действующих радиохимических предприятий, что обеспечит развитие ядерной медицины в нашей стране.

Литература

1. Рекомендация Коллегии ЕЭК от 23.09.2024 № 19. <https://eec.eaeunion.org/upload/files/deptexreg/Информационный-справочник-2024.pdf>. Дата обращения 29.06.2025.
2. Решение Совета ЕАЭС от 03.11.2016 №77 (ред. 04.07.2023). www.consultant.ru. Дата обращения 29.06.2025.

^{177}Lu -МИКРОСФЕРЫ В КАЧЕСТВЕ ТЕРАНОСТИЧЕСКОГО β -ИЗЛУЧАТЕЛЯ ДЛЯ ТРАНСАРТЕРИАЛЬНОЙ РАДИОЭМБОЛИЗАЦИИ ОПУХОЛЕЙ ПЕЧЕНИ

Кутихина Е.А.^а, Верещагина Т.А.^{а,б}, Ушаков И.А.^в, Зукау В.В.^в, Нестеров Е.А.^в

^а *Институт химии и химической технологии, ФИЦ "Красноярский научный центр СО РАН", 660036, г. Красноярск, Академгородок, 50/24,*

^б *Политехнический институт, Сибирский федеральный университет, 660041, г. Красноярск, пр. Свободный, 79*

^в *Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30
e-mail: kutikhina@icct.ru*

Полюе алюмосиликатные микросферы (ценосферы) стабилизированного состава (стеклофаза – 95,4 мас.%; $(\text{SiO}_2/\text{Al}_2\text{O}_3)_{\text{стекло}} = 3.1$), размером 30–50 мкм, выделенные из летучих зол от сжигания угля, были использованы для получения лютеций-алюмосиликатных микросфер в качестве прекурсоров микроисточников β -излучения на основе Lu-177 , предназначенных для селективной радиационной терапии опухолей печени. Для включения ионов Lu^{3+} в алюмосиликатный материал ценосфер было реализовано два метода: формирование (i) микропористой или (ii) мезо/макропористой структуры в оболочке ценосфер методами щелочной или кислотной обработки с последующими стадиями сорбции Lu^{3+} природного изотопного состава (2,6 % ^{176}Lu) и высокотемпературной обработки сорбированной формы Lu^{3+} при 900–1000 °С. Из двух подходов химической модификации микросфер, применяемых для инкапсуляции лютеция, кислотная обработка оказалась наиболее подходящей в качестве неразрушающего метода. Активацию сорбированной формы Lu^{3+} с получением ^{177}Lu -микросфер проводили путем нейтронной активации прекурсора в ядерном реакторе за счёт протекания ядерной реакции $^{176}\text{Lu}(\eta, \gamma)^{177}\text{Lu}$.

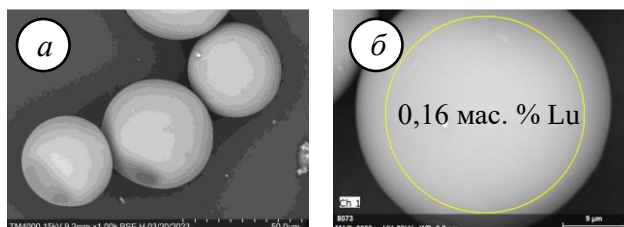


Рисунок 1. РЭМ-снимки ценосфер, обработанных HCl (а) и после сорбции Lu^{3+} (б)

Установлено, что ^{177}Lu -микросферы обеспечивают удельную радиоактивность около 4,5 ГБк/100 мг, что сопоставимо с терапевтической дозой, обеспечиваемой коммерчески доступными микросферами из ^{90}Y -алюмосиликатного стекла (Multisphere, ОАО «Бебиг», Россия). При использовании лютеция природного изотопного состава радионуклидная чистота ^{177}Lu -микросфер на основе ценосфер не превышает 98,3 %, которая может быть повышена до 99,9 % в аналогичных условиях получения в случае применения обогащенного лютеция (~80 % ^{176}Lu). ^{177}Lu -микросферы характеризуются низкой скоростью выщелачивания лютеция (около 10^{-7} г/см²·сут, ГОСТ Р 52126-2003) в имитаторе крови (0,9 мас. % NaCl), что, вместе с кларковым содержанием тяжелых и радиоактивных металлов в исходных ценосферах, указывает на низкую токсичность микроисточника и возможность тестирования его свойств в лечении рака печени.

Исследование выполнено за счёт гранта Российского научного фонда (Проект № 22–23–20093) и финансовых средств Красноярского краевого фонда науки, а также в рамках государственного задания Института химии и химической технологии СО РАН (проект № FWES-2021-0013).

КОМПЛЕКСООБРАЗОВАНИЕ ТЕТРААЦЕТАТНОГО ПИРИДИН-АЗА-15-КРАУН-5-ЭФИРА С КАТИОНАМИ Sc^{3+} **Небайкина А.Е.,^а Иконникова И.С.,^{а,б} Тарасенко О.В.^б**

^аМосковский государственный университет имени М.В.Ломоносова,
химический факультет, Москва, Россия,

^бИНЭОС РАН имени А.Н. Несмеянова, Москва
e-mail: aenebaikina@yandex.ru

Радионуклиды открыли новые возможности для молекулярной диагностики и таргетной радионуклидной терапии. Ключевым требованием к лекарственной форме является надежное хелатирование иона, исключаящее транسخелатирование и гидролиз *in vivo*. ^{44}Sc является β^+ излучателем ($p \approx 94\%$) с коротким периодом полураспада ($T_{1/2} \approx 4,0$ ч), что в комплексах с макроциклическими и бифункциональными хелаторами делает его особенно востребованным для ПЭТ [1].

Sc^{3+} относится к «жестким» катионам по теории ЖМКО, предпочитает донорные атомы азота и кислорода и координационное число 6–8, однако, комплексный ион остается подверженным к гидролизу и перехелатированию конкурентными биолигандами (трансферрин, гидроксиапатит)[1]. Традиционный «золотой стандарт» в ядерной медицине – комплекс Sc^{3+} с DOTA, обладает хорошей кинетической инертностью, но требует нагревания до $95\text{ }^\circ\text{C}$ в течение 30–60 мин, что это неприемлемо для антител ввиду их разрушения при повышенных температурах, и сокращает эффективное рабочее время для короткоживущего радионуклида [2]. Следовательно, современный дизайн стремится сочетать быстрое связывание катионов металлов молекулой-лигандом без дополнительного нагревания и удерживание радионуклида при введении в организм при пикомолярных концентрациях.

В качестве перспективной платформы был выбран тетраацетатный пиридин-аза-15-краун-5-эфир (ПАТА). Макроциклическое кольцо обеспечивает предорганизованную полость подходящего радиуса, азапиридиновый донор усиливает координацию Sc^{3+} , а четыре ацетатные группы увеличивают дентатность, формируя восьмикоординированный комплекс [2].

В данной работе методом потенциометрического титрования были определены константы протонирования исследуемого лиганда ПАТА. С помощью метода конкурентных реакций (сорбции и потенциометрического титрования) установлены константы устойчивости его комплексов с катионами Sc^{3+} .

Проведена оценка устойчивости комплекса в сыворотке крови и в присутствии конкурентных катионов. Комплекс демонстрирует высокую стабильность.

Подобраны минимальные достаточные концентрации лиганда ПАТА (10^{-6} - 10^{-5} М) для количественного связывания $^{44}\text{Sc}^{3+}$ при комнатной температуре. Это позволяет эффективно метить биомолекулы (например, антитела) без необходимости нагревания, что критично для работы с короткоживущими радионуклидами.

Литература

1. Price, E. W.; Orvig, C. Matching Chelators to Radiometals for Radiopharmaceuticals. Chem. Soc. Rev. 2014, 43 (1), 260–290.
2. Kostelnik, T. I.; Orvig, C. Radioactive Main Group and Rare Earth Metals for Imaging and Therapy. Chem. Rev. 2019, 119(2), 902–956.

Работа выполнена в рамках государственного задания № 122012600116-4 «Получение и использование радионуклидов и меченых соединений для целей ядерной медицины, изучения биологически значимых процессов и взаимодействия живых организмов с ионизирующим излучением».

РАЗРАБОТКА МЕТОДА СИНТЕЗА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ЛЕКАРСТВЕННОГО ПРЕПАРАТА В ЦЕНТРЕ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ ФГБУ ФСНКЦ ФМБА РОССИИ

Озерская А.В., Бадмаев О. Н., Токарев Н. А., Чанчикова Н. Г.

*Центр ядерной медицины, Федеральное государственное бюджетное учреждение
«Федеральный Сибирский научно-клинический центр
Федерального медико-биологического агентства»,
Россия, Красноярск, ул. Коломенская 26, 660037
e-mail: ozyorskaya_av@skc-fmba.ru*

Целью данной работы является разработка синтеза радиофармацевтического лекарственного препарата на основе аптамера LC18, специфически связывающегося с опухолевыми клетками рака легкого, применяемого в позитронно-эмиссионной компьютерной томографии (ПЭТ/КТ). Аптамеры – одноцепочечные ДНК- или РНК-олигонуклеониды, которые благодаря своей уникальной пространственной конформации имеют высокую специфичность и сродство к заданным мишеням. В качестве радиоактивной метки был выбран ультракороткоживущий радионуклид - ^{11}C ($T_{1/2} = 20,38$ минут). Синтез включает в себя стадию введения метки ^{11}C в молекулу ДНК-олигонуклеотида [1,2].

Отработана методика синтеза комплекса $3'-^{11}\text{CH}_3\text{-S-}$ аптамер LC18 и проведена оценка способности, полученного комплекса, находить и обнаруживать опухолевые очаги и метастазы в организме лабораторных животных [3,4]. Оценку фармакологической активности проводили на лабораторных мышах с привитыми опухолями рака легкого, методом ПЭТ/КТ с использованием комплекса $3'-^{11}\text{CH}_3\text{-S-}$ аптамер LC18. Наличие опухолевых очагов у мышей с раком легких человека было подтверждено с помощью аутопсии животных и гистологических исследований.

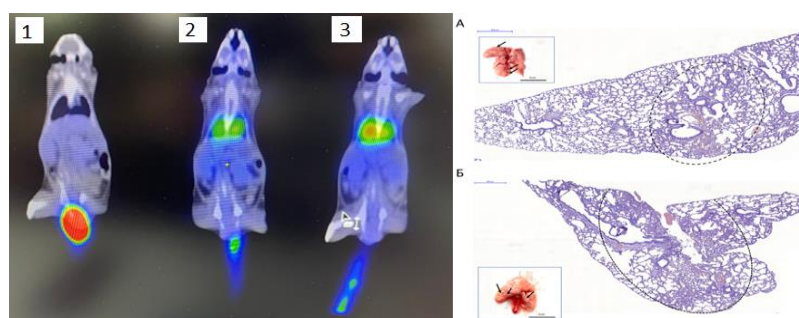


Рисунок 1. Слева - изображения, полученные методом ПЭТ/КТ, контрольной мыши (1), мышей с привитыми опухолями рака легкого (2, 3). Справа - гистологическая картина опухоли, сформировавшейся в легких мышей 2 и 3. А соответствует тканям животного 2, Б, тканям животного 3. Стрелками на вставках обозначены области макроскопически визуализируемые опухоли, пунктирными линиями – опухолевые очаги.

Литература

1. Кульбачинский А.В. *Успехи биологической химии*, 2006, **46**, 193.
2. Yoon S., Rossi J. *Pharmaceuticals*, 2018, **11**, 71.
3. Wu A.M. *Methods*, 2014, **65**, 139.
4. Трахтенберг А.Х. *Пульмонология и аллергология*, 2008, **4**, 3.

Работа выполнена в рамках государственного задания 2022-2024 гг.

Шифр: «Синтез РФЛП», код: 78.005.22.800

**ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ГИАЛУРОНОВОЙ КИСЛОТЫ КАК ЛИНКЕРА
В ОРГАНОМИНЕРАЛЬНЫХ КОМПОЗИТАХ С ГИДРОКСИАПАТИТОМ****Северин А.В., Ярышев В.Ю., Чернышева М.Г., Бадун Г.А.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, Химический
факультет, г. Москва, 119991, Ленинские горы, д.1, стр. 3
e-mail: severin@radio.chem.msu.ru*

Применение органоминеральных композитов, основанных на биосовместимых и биоактивных компонентах, в составе современных медицинских многофункциональных препаратов заслуживает все более пристального внимания. Сочетание таких популярных в клинической практике веществ как гидроксиапатит (ГАП) и гиалуроновая кислота (ГК) имеет перспективы использования в медицине, в том числе и в ядерной медицине. При этом ГАП может выступать как носитель диагностических или терапевтических радионуклидов, а сорбционно-связанная с ним ГК осуществлять защиту радионуклидов от перехелатирования в физиологической среде. Также ГК может выполнять роль компонента, удерживающего другие химические агенты, с которыми ГАП напрямую не связывается, например, тиазиновые производные для антираковой терапии.

Применение радиоактивных индикаторов позволяет исследовать образование и устойчивость таких органоминеральных композитов. В данной работе использовали меченную тритием гиалуроновую кислоту, получение которой с помощью метода термической активации и использование для исследования образования сорбционных комплексов с ГАП описано в работах [1,2].

В работе рассматривается адсорбция ГК с молекулярной массой от 2.37 до 0.05 МДа на ГАП в виде водной суспензии. Было найдено, что кинетика сорбции ГК на ГАП является диффузионно-контролируемым процессом. При уменьшении молекулярной массы и концентрации ГК равновесие в системе достигалось быстрее. Показано, что кинетика процесса может быть удовлетворительно описана в рамках модели псевдовторого порядка Лагергрена. Изотермы связывания [³H]ГК с ГАП в диапазоне концентраций от 0.1 до 1 г/л имеют линейный вид. Константа адсорбции в уравнении Генри, описывающая адсорбцию, уменьшается с уменьшением молекулярной массы ГК. В результате образуется прочный органоминеральный композит ГК-ГАП, десорбция ГК в воду и физиологический раствор практически не происходит за 2 сут.

Было проведено исследование связывания *N*(5,6-дигидро-4*H*-1,3-тиазин-2-ил)бензамидом – ингибитором индуцибельной NO-синтазы, который способен увеличивать терапевтический индекс радиофармпрепаратов с ГАП и композитом ГК-ГАП. В данной работе было обнаружено, что предварительная сорбция ГК на ГАП приводит к связыванию тиазинбензамида, тогда как непосредственно с ГАП данное вещество не связывается. Количество связанного тиазинбензамида зависит от молекулярной массы и количества ГК в составе органоминерального композита. Обсуждаются перспективы использования органоминеральных комплексов ГАП-ГК при разработке многофункциональных лекарственных препаратов и радиофармпрепаратов.

Исследование выполнено в рамках государственного задания МГУ имени М.В. Ломоносова.

Литература

1. Синолиц А.В., Чернышева М.Г., Бадун Г.А. *Радиохимия*, 2021, **63**, 507.
2. Бадун Г.А., Северин А.В., Зайцева Е.А. *Радиохимия*, 2024, **66**, 278.

РАЗДЕЛЕНИЕ ИТТРИЯ-90 И СТРОНЦИЯ-90 В КАРБОНАТНЫХ СРЕДАХ ПРИРОДНЫМИ И СИНТЕТИЧЕСКИМИ МИНЕРАЛАМИ

Смирнов И.В.^{а,б}, Бирагова Я.В.^{а,б}, Наумов А.А.^{а,б}, Лисовская Е.С.^а

^аАО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург

^бСанкт-Петербургский государственный университет

e-mail: igor_smirnov@khlopin.ru

Иттрий-90 является перспективным терапевтическим радионуклидом, что обусловлено оптимальными ядерно-физическими свойствами: период полураспада 64.1 ч. и максимальная β -энергия 2.28 МэВ. Иттрий-90 образуется при распаде материнского радионуклида ^{90}Sr - долгоживущего ($T_{1/2}=28.8$ лет) и высокотоксичного продукта деления. Используемый в медицинских целях ^{90}Y должен иметь радионуклидную чистоту более 99,998%, так как ^{90}Sr является химическим аналогом кальция и попадая в организм, концентрируется в костной ткани. Известные способы выделения и очистки ^{90}Y не обеспечивают быстрой и эффективной очистки [1].

В создаваемом нами генераторе медицинского иттрия-90 материнский ^{90}Sr входит в состав неорганической матрицы и прочно удерживается там в нерастворимой карбонатной форме. Целевой ^{90}Y десорбируется карбонатным раствором и доочищается на неорганическом сорбенте.

Нами была исследована сорбция индикаторных количеств ^{90}Y и ^{90}Sr из карбонатных сред природными минералами и их синтетическими аналогами:

Таблица – Сорбция ^{90}Y и ^{90}Sr из 2 моль/л Na_2CO_3 при Т/Ж = 1:50 г/мл неорганическими сорбентами (образцы предоставлены КНЦ РАН, г. Апатиты).

Сорбент	Kd, ^{90}Sr	Kd, ^{90}Y
ETS-4 , аналог зорита, $\text{Na}_9\text{Si}_{12}\text{Ti}_5\text{O}_{38}(\text{OH}) \cdot 12\text{H}_2\text{O}$	<3	<3
SIV , аналог иванюкита, $\text{Na}_4(\text{TiO})_4(\text{SiO}_4)_3 \cdot n\text{H}_2\text{O}$	1 600	300
Эвеслогит , (природный), $(\text{Na}, \text{K}, \text{Ca}, \text{Sr}, \text{Ba})_{48}[(\text{Ti}, \text{Nb}, \text{Mn}, \text{Fe}^{2+})_{12}\text{Si}_{48}\text{O}_{144}(\text{OH})_{12}](\text{F}, \text{OH}, \text{Cl})_{14}$	90	6
Шунгит (природный, Карелия)	<3	<3
Мурманит , (природный), $\text{Na}_2\text{Ti}_2(\text{Si}_2\text{O}_7)\text{O}_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$	54	22
Мусковит , (природный), слюдистый минерал $\text{KAl}_2(\text{Si}_3\text{Al})\text{O}_{10}(\text{OH}, \text{F})_2$	<3	<3
Апатит , (природный, Кировский рудник) $\text{Ca}_5(\text{PO}_4)_3(\text{Cl}, \text{F}, \text{OH})$,	21	86

Наибольшую эффективность продемонстрировал синтетический аналог иванюкита – SIV, а максимальную селективность - природный Эвеслогит.

Литература

1. Therapeutic radionuclide generators: $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ and $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$ generators. — Vienna: IAEA, 2009, 234 p., Technical reports series № 470.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 24-63-00006, <https://rscf.ru/project/24-63-00006/>

ПРОИЗВОДСТВО ^{161}Tb ДЛЯ ДОКЛИНИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

**Фуркина Е.Б., Хоменко И.А., Решетников А.А., Познырев Е.Н.,
Казенов К.Б., Кочкин В.Н., Алиев Р.А.**

*Национальный Исследовательский Центр «Курчатовский Институт»,
123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1
e-mail: furkina-k@yandex.ru*

Тербий является уникальным элементом с точки зрения ядерной медицины благодаря тому, что четыре его изотопа обладают подходящими для диагностики или терапии ядерно-физическими свойствами: ^{149}Tb ($T_{1/2} = 4.12$ ч) – альфа-и позитронный эмиттер, подходящий для таргетной альфа-терапии (ТАТ) с одновременной ПЭТ-визуализацией. ^{152}Tb ($T_{1/2} = 17.5$ ч) испускает позитроны и подходит для ПЭТ, а ^{155}Tb ($T_{1/2} = 5.32$ сут.) испускает мягкие гамма-кванты (86.54 кэВ, 32%, 105.3 кэВ, 25%), которые можно зарегистрировать с помощью ОФЭКТ, и Оже-электроны, которые могут оказывать локальный терапевтический эффект. ^{161}Tb ($T_{1/2} = 6.89$ сут.) рассматривается как терапевтический радионуклид и более эффективный аналог ^{177}Lu ($T_{1/2} = 6.64$ сут.) благодаря испусканию не только β -частиц, но и Оже- и конверсионных электронов. Помимо этого, у ^{161}Tb есть мягкая гамма-линия (74.56 кэВ, 10.2%), которая может быть зарегистрирована с помощью ОФЭКТ [1].

Наиболее эффективным методом получения ^{161}Tb является облучение в реакторе мишеней из обогащенного ^{160}Gd по схеме $^{160}\text{Gd}(n,\gamma)^{161}\text{Gd} \rightarrow ^{161}\text{Tb}$ [2]. После облучения требуется очистка микроколичеств образовавшегося тербия (1 ГБк ^{161}Tb = 0.229 мкг) от макроколичеств другого лантанида с близкими химическими свойствами – гадолиния. Это является непростой аналитической задачей, особенно если учесть, что при производстве радиоизотопов неприемлемы существенные потери целевого продукта и требуется высокая степень очистки от материала мишени.

В данной работе представлена методика производства ^{161}Tb в количествах до 1 ГБк, что достаточно для проведения доклинических исследований. Выделение тербия из облученных мишеней из обогащенного $^{160}\text{Gd}_2\text{O}_3$ (97.8%) осуществляется с помощью экстракционной хроматографии с использованием сорбентов DGA Resin и LN Resin (Triskem). После проведения всех процедур разделения, концентрирования и очистки получен раствор ^{161}Tb в 0.05 М HCl с удельной активностью более 400 МБк/г и содержанием мишенного ^{160}Gd не более 220 нг/г по данным масс-спектрометрических измерений.

Литература:

1. A.N. Moiseeva, C. Favaretto, Z. Talip, P.V. Grundler, N.P. Van Der Meulen, Terbium sisters: current development status and upscaling opportunities, Front. Nucl. Med. 4 (2024) 1472500. <https://doi.org/10.3389/fnume.2024.1472500>.
2. S. Lehenberger, C. Barkhausen, S. Cohrs, E. Fischer, J. Grünberg, A. Hohn, U. Köster, R. Schibli, A. Türler, K. Zhernosekov, The low-energy β^- and electron emitter ^{161}Tb as an alternative to ^{177}Lu for targeted radionuclide therapy, Nuclear Medicine and Biology 38 (2011) 917–924. <https://doi.org/10.1016/j.nucmedbio.2011.02.007>.

ПОЛУЧЕНИЕ БИОКОНЬЮГАТОВ, МЕЧЕННЫХ ИЗОТОПАМИ ВИСМУТА, В УСЛОВИЯХ ЦИРКУЛИРУЮЩЕГО ГЕНЕРАТОРА $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$

Халиуллина Д.Р.^{а,б}, Лапшина Е.В.^б, Матазова Е.В.^а, Васильев А.Н.^{а,б}, Ермолаев С.В.^б

^аМГУ имени М.В. Ломоносова, 119234, Москва, Ленинские Горы, 1

^бИнститут ядерных исследований Российской Академии Наук, 117312, г. Москва, проспект 60-летия Октября, 7а
e-mail: haliullinadarya@yandex.ru

В настоящее время широко развивается таргетная альфа-терапия, особенно в области лечения злокачественных новообразований. Преимуществами альфа-излучения являются высокая линейная передача энергии и короткий пробег в биологических тканях, что позволяет минимизировать воздействие на здоровые ткани при доставке радионуклида к биологической мишени. Одним из перспективных альфа-эмиттеров является ^{213}Bi ($T_{1/2} = 45,6$ мин), который можно доставлять к рецепторам на поверхности опухоли с помощью моноклональных антител и пептидов. Для его получения удобно использовать циркулирующий генератор $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$ Afrabis, разработанный в ИЯИ РАН, в котором материнский ^{225}Ac и дочерний ^{213}Bi , находясь в равновесии, удерживаются на разных колонках [1]. Для удерживания висмута используется сорбент Sephadex G-25, представляющий собой декстран, сшитый эпихлоргидрином. Данный сорбент широко используется в качестве геле-фильтрационной среды для очищения высокомолекулярных соединений, что может позволить получать непосредственно с генератора меченые биоконъюгаты в готовой для введения пациентам форме.

В данной работе исследована возможность получения комплекса Bi-DOTA в среде Sephadex G-25, посчитана константа устойчивости данного комплекса методом конкурентных реакций. Было проведено получение меченых биоконъюгатов $^{207,213}\text{Bi}$ -DTPA-Nimotuzumab и ^{207}Bi -DOTA-Substance P в условиях генератора Afrabis и подобраны условия проведения тонкослойной хроматографии для определения степени радиохимической чистоты получаемых конъюгатов. Показано, что присутствие сорбента Sephadex G-25 не влияет на протекание мечения биоконъюгатов. При реализации методики мечения в данном генераторе конечным продуктом является не элюат дочернего висмута, а меченый препарат [2]. На колонке с Sephadex G-25 протекают одновременно образование и очистка препарата, в результате чего значительно сокращаются общее время синтеза и потери ^{213}Bi из-за распада.

Литература

1. Ermolaev S., Skasyrskaya A., Vasiliev A. A radionuclide generator of high-purity Bi-213 for instant labeling // *Pharmaceutics*. 2021. Vol. 13. № 6. P. 914.
2. Ermolaev, S. V., Vasiliev, A. N., Skasyrskaya, A. K., Lapshina, E. V., Khaliullina, D. R., Libanova, O. N. $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$ generator for direct synthesis of ^{213}Bi -labeled bioconjugates // *Nuclear Medicine and Biology*, 2025, v. 140, p. 108975.

НОВЫЕ НОСИТЕЛИ ИТТРИЯ-90 И ФОСФОРА-32 НА ОСНОВЕ МОДИФИЦИРОВАННЫХ АЛЬГИНАТНЫХ ГИДРОГЕЛЕЙ

**Черных И.Н., Гопин А.В., Евдокимов А.А., Кузнецова Д.В., Мальцева К.В.,
Киселев И.Д., Николаев А.Л.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет,
119991, Москва, ГСП-1, Ленинские горы
e-mail: ivanodino@mail.ru*

В последние десятилетия активно разрабатываются различные способы доставки радионуклида к раковым опухолям с целью диагностики и лечения онкологических заболеваний. Кроме традиционных радиофармацевтических препаратов (РФП), состоящих из радионуклида, хелатора, линкера и молекулы-вектора, исследуются носители радионуклидов в виде нано- и микрочастиц различного состава. Подобные материалы из стекла и ионно-обменных смол уже нашли практическое применение в радиотерапии при радиоэмболизации печени. Альгинатные гидрогели, сшитые ионами двух- и трехвалентных металлов, являются перспективными материалами для создания носителей радионуклидов благодаря их сорбционным свойствам, биосовместимости и варьируемым характеристикам. Данная работа посвящена синтезу и модификации сфер на основе альгинатных гидрогелей, а также изучению взаимосвязи химический состав – функциональные свойства. Цель работы: синтез носителей радионуклидов ^{90}Y и ^{32}P на основе модифицированных альгинатов, обладающих оптимальными свойствами для оценки возможности применения в ядерной медицине.

В данной работе были синтезированы альгинатные сферы, сшитые катионами Ca^{2+} , Y^{3+} , Fe^{3+} и модифицированные минеральными включениями фосфатов кальция. Модификация осуществлялась двумя способами: 1) ферментативный синтез частиц фосфата кальция в гидрогелевой среде [1]; 2) иммобилизация предварительно синтезированного гидроксиапатита в альгинатных сферах. Полученные сферы миллиметрового размера были охарактеризованы методами оптической, электронной микроскопии и ЭДС. Особенности структуры полученных сфер исследованы с помощью ИК и КР спектроскопии, минеральные фазы фосфатов исследовали рентгеновской дифракцией.

Кинетика и емкость сорбции иттрия и фосфора на альгинатных сферах различного состава изучены с помощью спектрофотометрии и радиометрического анализа (^{90}Y и ^{32}P) в водном растворе. Значения сорбции приближаются к предельным значениям через 4-5 часов. Было показано, что минерализация увеличивает сорбционную емкость материала, при этом значения достигают 45 мг/г для иттрия и 64 мг/г для фосфора (фосфат-ионы). Сферы демонстрируют низкую десорбцию ^{90}Y и ^{32}P в солевом растворе (0,7% десорбции за 48 ч) и умеренную десорбцию в сыворотке крови (2,2% десорбции за 48 ч). Изучена кинетика изотопного обмена ^{89}Y - ^{90}Y между раствором и альгинатными сферами, содержащими ^{89}Y . Была продемонстрирована высокая скорость этого процесса. При минерализации в следствии диффузионных ограничений изотопный обмен затруднен. Полученные результаты свидетельствуют о перспективности синтеза носителей β -излучателей на основе альгинатных сфер и включения в них радионуклидов через процессы изотопного обмена и сорбции для применения в медицине [2].

Литература

1. Chernykh I.N., Dolgova V.K., et al. *Ceram. Int.*, 2024, **50**, 6, pp. 9149-9158.
2. Chernykh Ivan N., Gopin Alexander V., et al. *Surf. Interfaces*, 2025, **69**, 106691.

ХАРАКТЕРНОЕ ВЛИЯНИЕ ИЗОТОПА ^{211}Bi НА РЕЗУЛЬТАТ АЛЬФА-СПЕКТРОМЕТРИИ ДЛЯ ^{223}Ra В РАСТВОРЕ

**Малютин В.М., Черепнев М.С., Большаков А.М., Неволин Н.Р.,
Каренгин А.Г., Сохарева В.В., Пластун С.А., Кузнецов М.С.,
Семенов А.С., Зукау В.В., Кабанов Д.В., Ворошилов Ф.А.,
Маренкова Е.А., Капитонов А.Б., Безденежных И.В., Ушаков И.А.**

*Томский политехнический университет, г. Томск, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30,
e-mail: mvm@tpu.ru*

Получены результаты альфа-спектрометрии раствора ^{223}Ra и его сухого остатка после естественного испарения жидкости. Измерения проводились многоканальным спектрометром с полупроводниковым барьерным детектором. Энергетическая цена канала составила 3,86 кэВ/канал.

Разрешение спектрометрического тракта по эталонному источнику ОСАИ ^{226}Ra в вакууме составило 9 каналов (~35 кэВ) на линии 7686,9 кэВ, а в атмосфере ширина на половине высоты пика (ПШПВ), для 7686,9 кэВ составила 30 каналов (~116 кэВ).

Спектральные данные (рис. 1) были зарегистрированы для раствора в атмосферных условиях, тогда как для сухого остатка измерения проводились как в атмосфере, так и в вакууме. В спектрах, полученных в вакууме, наблюдались пики, соответствующие α -активным продуктам распада ^{223}Ra , что согласуется со справочными данными.

Ширина пиков составляет 9 каналов (~35 кэВ), что совпадает с разрешением спектрометра по эталонному альфа-источнику ^{226}Ra в вакууме. Максимумы пиков находятся в 1708 (6270 кэВ) и 1797 (6620 кэВ) каналах.

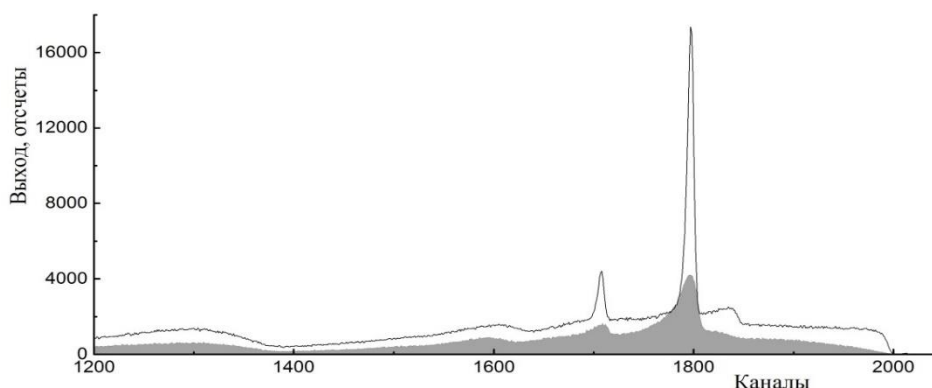


Рисунок 1. Линия – спектр для образца ^{223}Ra в растворе, сплошной спектр – через 3-е суток от сухого остатка. Измерения проведены в атмосфере.

Проводились измерения в зависимости от расстояния образца от детектора в атмосфере. При этом ожидаемого уменьшения энергии для этих пиков не обнаружено.

Дополнительно были проведены измерения после перемещения детектора в другую камеру при отсутствии исследуемого образца. В зарегистрированном спектре наблюдались только два узких пика, интенсивность которых в течение трёх часов снижалась до фонового уровня.

Данные пики соответствуют энергетическим линиям дочернего продукта альфа-распада, представляющие изотоп ^{211}Bi . Измерение от детектора, изолированного от образца, показывает, что в процессе эксперимента висмут, в силу своей летучести, осаждается на поверхности активного окна детектора тонкой пленкой и дает свой «вредоносный» вклад в результирующий спектр.

ПОЛУЧЕНИЕ РАСТВОРОВ СКАНДИЯ-44 ИЗ РАДИОНУКЛИДНОГО $^{44}\text{Ti}/^{44}\text{Sc}$ ГЕНЕРАТОРА И СИНТЕЗ DOTA/DOTAGA-КОНЬЮГИРОВАННЫХ РАДИОФАРМПРЕПАРАТОВ НА ИХ ОСНОВЕ

Мирошин П.А., Ларенков А.А.

*ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им А.И. Бурназяна ФМБА России, 123182 Москва, Живописная, 46,
e-mail: mpa98@yandex.ru*

Скандий-44 является многообещающим радионуклидом для позитронно-эмиссионной томографии. Одним из способов получения ^{44}Sc является использование радионуклидного $^{44}\text{Ti}/^{44}\text{Sc}$ генератора. Генератор характеризуется мобильностью и простотой в эксплуатации, а ядерно-физические характеристики генераторной пары $^{44}\text{Ti}/^{44}\text{Sc}$ обеспечивают ежедневный доступ к скандию-44. В данной работе ^{44}Sc был получен из радионуклидного $^{44}\text{Ti}/^{44}\text{Sc}$ генератора на основе твердофазного экстрагента TEVA (Aliquat® 336), с загрузкой ^{44}Ti – 50 МБк. Параметры генератора $^{44}\text{Ti}/^{44}\text{Sc}$: элюент – 1 мл 0,1 М $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ /0,2 М HCl_{aq} , выход ^{44}Sc – $91 \pm 6\%$, проскок ^{44}Ti – $1,5 \cdot 10^{-5} \%$. Процедура кондиционирования элюата генератора была выполнена по оригинальной технологии, с использованием твердофазного экстрагента Chromabond PSA (силикагель, импрегнированный пропилсульфоновой кислотой) с эффективностью $80 \pm 2\%$.

Проведен ряд экспериментов по синтезу рецептор специфических радиофармпрепаратов (РФП), таких как $[^{44}\text{Sc}]\text{Sc-DOTATATE}$, $[^{44}\text{Sc}]\text{Sc-PSMA-617}$, $[^{44}\text{Sc}]\text{Sc-DOTAGA-PSMA}$. Синтез РФП (с концентрациями прекурсоров 5, 10, 20 мкг/мл) проводили в ацетатной буферной системе (с концентрациями AcONa 0,3, 0,5 и 1 М и pH 4,5) по стандартной методике (нагрев до 95°C в течение 15 мин). Для всех синтезированных радиофармпрепаратов радиохимический выход (%) составил ≥ 95 , даже при жестких условиях (концентрации AcONa 1 М) и низкой концентрации прекурсора (5 мкг/мл). Также ^{44}Sc в растворах ацетата натрия с концентрациями 0,3, 0,5 и 1 М был использован для синтезов нового радиофармпрепарата $[^{44}\text{Sc}]\text{Sc-FAP-2286}$, с концентрациями прекурсора 5 и 10 мкг/мл. В результате проведенных экспериментов, для синтезированного РФП $[^{44}\text{Sc}]\text{Sc-FAP-2286}$ в 1 М растворе ацетата натрия на всем диапазоне концентраций прекурсора радиохимический выход (%) составил 95 ± 2 . В двух других растворах (0,3 и 0,5 М ацетате натрия) все синтезированные РФП характеризовались количественной радиохимической конверсией ^{44}Sc (≥ 99).

Также были проведены доклинические исследования, в результате которых была подтверждена функциональная пригодность радиофармпрепаратов $[^{44}\text{Sc}]\text{Sc-PSMA-617}$ и $[^{44}\text{Sc}]\text{Sc-DOTAGA-PSMA}$ на модели CT-26-PSMA (накопление через 1 ч (%) $25,61 \pm 1,85$ и $13,77 \pm 2,23$ соответственно), и радиофармпрепарата $[^{44}\text{Sc}]\text{Sc-FAP-2286}$ на модели U-87 MG (накопление через 1 ч (%) $10,79 \pm 0,79$).

Работа выполнена в рамках государственного задания ФМБА России (НИОКТР №125022502879-3).

Авторский указатель

- Абдуллов Р.Г., 254
 Акатов А.А., 255
 Александров Т.С., 197
 Алексеев Д.М., 353, 375
 Алексеев Дм.М., 376
 Алиев Р.А., 407
 Алой А.С., 113
 Амбарцумян А.А., 114
 Ананьев А.В., 115
 Анциферов А.А., 142
 Артоблевский С.В., 116
 Бабаин В.А., 51
 Бабитова Е.С., 20
 Бабич Т.Л., 354
 Бадун Г.А., 11, 377
 Баймурзина Я.М., 378
 Бархударов К.В., 73
 Басова А.А., 256
 Бахметьев В.В., 404
 Бахметьев М.О., 42
 Бежин Н.А., 74, 349
 Белов А.А., 216
 Белова Е.В., 143
 Белова К.Ю., 217, 257
 Белова М.М., 198
 Белоконова Н.В., 258
 Бобровская К.С., 52
 Богуславский А.Е., 355
 Бодров А.Ю., 53
 Болдырев К.А., 218
 Бондарева Л.Г., 356
 Борисова Н.Е., 189
 Бояринцев А.В., 103, 104, 144
 Бречалов А.А., 21, 75
 Бураков Б.Е., 145, 357
 Буткалюк П.С., 22, 76, 405
 Васильев В.И., 331
 Васюнина Е.В., 332
 Вербицкий К.В., 219
 Верещагина Т.А., 220
 Виданов В.Л., 117
 Винницкий В.А., 333
 Власова И.Э., 350
 Волгин М.И., См.
 Волков И.Н., 379
 Вораксо И.А., 199
 Воронина А.В., 221
 Газданова А.В., 222
 Гаспарян М.Д., 334, 335
 Герасимов М.А., 54
 Гербер Е.А., 13
 Голуб А.В., 336
 Голубина Е.Н., 43
 Гопин А.В., 55
 Горбунова О.А., 259
 Горский Ю.А., 260
 Горячих А.В., 109
 Григорьева Е.О., 146
 Гришаев А.Н., 147
 Громов В.О., 118
 Громов Н.Н., 261
 Грязнова Д.В., 77
 Гуржий В.В., 351
 Гусев Н.В., 56
 Гуторова С.В., 57
 Давыдова П.В., 119, 148
 Даляев И.Ю., 223
 Двоглазов К.Н., 110, 149, 150
 Дедюхин А.С., 120
 Дементьев Д.В., 380
 Денисов Е.И., 413
 Денисова А.А., 44
 Дикая А.С., 224
 Дмитриева О.С., 121, 262, 263
 Домников К. С., 58
 Дудкин В.А., 225, 264, 265, 266, 267
 Евстигнеев О.Д., 226
 Евсюкова Ю.А., 227
 Евсюнина М.В., 78, 268
 Егорова Т.Б., 358
 Елисеев К.В., 337
 Еремяшев В.Е., 338
 Ефремов И.Г., 269
 Живулин Д.Е., 270
 Жижин К.Д., 381
 Жуйков Б.Л., 408
 Зайкова А.Р., 79
 Закурдаева О.А., 23
 Зарубин И.В., 271, 272
 Зарубо А.М., 339
 Захарова Н.А., 273
 Золотарев Д.А., 151, 152
 Зотина Т.А., 352
 Зотова Э.Л., 200
 Иванов Н.П., 228
 Иващенко Е.В., 340
 Ижойкин Д.А., 341
 Илиевски А.П., 80
 Итыгина Д.Р., 382
 Казанина Д.А., 59
 Кайгородов Е.И., 401
 Калашникова Г.О., 229
 Каленова М.Ю., 230
 Калистратова В.В., 122
 Камышева Р.А., 383
 Кангина О.А., 274
 Капралов Д.А., 181
 Каптаков В.О., 275
 Карл Л.Э., 359
 Карпов А.Д., 360
 Карпов К.В., 60
 Карпович Н.Ф., 276
 Князев А.В., 45

Авторский указатель

- Ковалев И.Н., 192
Кодина Г.Е., 406, 414
Козлов П.В., 213, 277, 278, 279, 280, 281, 282, 283
Козлов П.П., 284, 285
Койфман М.И., 81
Колесник О. В., 361
Коневник Ю.В., 286
Конников А.В., 123, 153, 154, 155, 156, 157
Конопкина Е.А., 61
Копанева К.О., 210, 342
Коптяева А.Г., 231
Коренькова О.Б., 24
Коробатова Н.М., 287
Коробейников А.И., 124
Костюк И.В., 362
Кочергина А.Р., 25
Кошкин В.Ю., 343, 344
Кощев А.М., 232
Кошечева А.М., 233, 288
Крамар Б.В., 26
Крапивина М.К., 289, 290
Кременчуцкий Д.А., 363
Кропачева М.Ю., 364
Крот А.Д., 62
Крупина М.А., 291
Кудрина Ю.В., 193
Кузенкова А.С., 14
Кузнецов А.Ю., 292
Кузнецов И.В., 214
Кузнецов Р.А., 63
Кузнецова Н.А., 234, 293, 294
Кузьменкова Н.В., 365
Кулемин В.В., 295
Кулюхин С.А., 215, 296, 297
Кутихина Е.А., 415
Лашенова Т.Н., 366
Лизин А.А., 182
Лисовская Е.С., 158
Листова А.Л., 27
Литвинов И.И., 125
Логунов М.В., 82, 83, 159
Лопатин Д.А., 64
Лукашенко С.Н., 384
Лукин С.А., 160
Луконин Д.А., 161, 298
Лучина К.А., 235
Лызлова Е.В., 84, 85
Мадумаров А.Ш., 15, 86
Макаров А.В., 299
Малахова А.А., 126
Малютин В.М., 423
Маркелов В.И., 162
Маркин Н.С., 194, 385
Мартынов К.В., 236
Масленникова А.А., 201
Матвеев П.И., 48
Матвеев А.В., 300
Матросов А.А., 301
Мацкевич А.И., 237
Мельникова И.М., 302
Меньшикова-Тонян И.Р., 238
Меркулов И.А., 127
Метленков Н.А., 28
Мещеряков Н.М., 105
Милютин В.В., 239
Мирошин П.А., 424
Митрофанов А.А., 8
Михайлов А.В., 386
Михайлов Г.С., 29
Михайлов Д.А., 128
Михальцова И.А., 163
Михейкин С.В., 367
Момотов В.Н., 129
Морозов Б.А., 195
Мухамедьянов А.Д., 303
Назаренко К.М., 30
Наливайко К.А., 87
Наумов А.А., 183
Небайкина А.Е., 416
Неволин Ю.М., 164
Нестеренко П.Н., 65
Нестеров С.В., 16
Нечаев П.И., 130, 165, 304
Николаев А. Ю., 305
Николаев А.Ю., 240
Нипрук О.В., 46
Новичков Д.А., 31
Объедков А.С., 131
Озерская А.В., 417
Озерский А. Ю., 368
Озерский Д.А., 241
Орлов А.А., 132
Орлова М.А., 409
Осин П.А., 166
Осипенко А.А., 32, 243
Осипенко А.Г., 184, 185, 186
Павлова Е.А., 167
Павлюкевич Е.Ю., 168
Панфилов Ю.П., 306
Пахоменок А.А., 307
Петров А.И., 133
Петров В.Г., 111
Погляд С.С., 112, 169, 308
Подрезова Л.Н., 134
Половов И.Б., 170
Поляков Е.В., 66, 244, 309, 310, 311, 312, 313
Потапов А.М., 245
Потапов А.М., 314
Проваторова В.В., 88
Путков А.Е., 33, 34, 35
Разина В.А., 89
Расторгуев В.Л., 246
Рехтина Ю.К., 247
Ржевская А.В., 369

Авторский указатель

- Ринчинова В.Б., 315
Рогожников В.А., 171
Родионова А.А., 387
Романова О.В., 345
Романчук А.Ю., 9, 36, 388
Ротманов К.В., 90
Рубцов И.Д., 316
Руденко М.А., 317
Рычков П.В., 37
Садырев Д.Ю., 370
Самарина Н.С., 135, 172
Санникова П.А., 91
Сатдаров Р.Р., 173
Сафиулина А.М., 389
Сафонов А.В., 248, 318
Сахоненкова А.П., 17
Северин А.В., 410, 418
Семенищев В.С., 67, 202
Семенкова А.С., 319, 371, 390
Симирский Ю.Н., 320
Симонов К.А., 321
Скворцов М.В., 249, 391
Скрипченко С.Ю., 322
Скрылева П.И., 372, 392
Слепова О.А., 393
Слободзян Н.С., 323
Смирнов А.А., 174
Смирнов И.В., 49, 419
Смирнов М.В., 92
Смирнов М.Н., 93
Смирнова А.А., 250
Смирнова А.Д., 394
Смирнова В.В., 136, 175
Собалев С.А., 68
Соболев Д.А., 203, 395
Соколова С.Д., 346
Степанов А.В., 324
Стулов Ю.В., 18, 38
Суетина А.К., 94
Сухоруков В.В., 396
Тадевоян Ю.А., 190
Тананаев И.Г., 69, 187
Тарасова М.С., 137
Тарасовских Т.В., 95
Тарганов И.Е., 251
Терешин И.А., 96
Терских И.С., 196
Титова С.М., 97
Тихонов Г.В., 39
Токарь Э.А., 70, 397
Торопов А.С., 373
Торопова В.В., 325
Тришкин Г.Н., 40
Трубченинова А.И., 138
Трубченинова^а А.И., 176
Турянский В.А., 398
Тюпина М.Ю., 19
Ушаков И.А., 71, 98
Фадеева А.В., 106
Фазлиев Т.М., 411
Федоров Ю.С., 50
Федотова А.К., 374
Филимонова Е.Д., 99, 139
Фими́на С.А., 326
Фомина В.А., 41
Фоминых А.Ю., 100
Франкив С.О., 101, 102
Фуркина Е.Б., 420
Хабарова М.Р., 399
Халиуллина Д.Р., 421
Хамдеев М.И., 211
Хворостинин Е.Ю., 400
Царикаев Б.В., 327
Цыганков Д.К., 140
Чалышева Н.Д., 328, 329
Черных И. Н., 422
Чухланцева Е.В., 191, 204, 205, 206, 207, 208
Шарадзе Г.А., 177, 209
Шаталина Я.И., 347
Шеламов К.В., 252
Шибецкая Ю.Г., 72
Ширяев А.А., 10
Шичалин О.О., 253
Шишкин А.В., 178
Шмидт О.В., 141
Шушканов А.В., 179
Экенель О.В., 412
Юрманов В.А., 180
Яблонский М.Д., 330
Яковлев Н.Г., 107, 402

Компания ООО «Вилитек» — российский разработчик и производитель лабораторного и промышленного оборудования, включая решения для радиохимических исследований, работ с радиоактивными веществами и контроля радиационной безопасности.

Наше оборудование широко применяется в научных центрах, таких как Росатом, Роскосмос, институты РАН, ведущие университеты и промышленные предприятия России, Беларуси и Казахстана.

В области радиохимии особое внимание уделяется герметичной работе с альфа-, бета- и гамма-излучающими источниками, безопасной пробоподготовке и синтезу. Вилитек предлагает комплексные решения, среди которых:

▶ ПЕРЧАТОЧНЫЕ БОКСЫ РОССИЙСКОГО ПРОИЗВОДСТВА

Более 10 лет компания Вилитек производит перчаточные боксы с системой газоочистки до 1 ppm по кислороду и влаге, обеспечивающие контролируемую атмосферу для работы с электролитами, растворителями и активными металлами.



Возможно радиационно-защитное исполнение.

▶ ВЫТЯЖНЫЕ ШКАФЫ С РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТОЙ

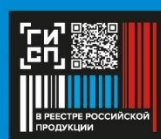
для работы с открытыми источниками и радиоактивными аэрозолями:

- Полная герметичность рабочей камеры
- НЕРА-фильтрация воздуха (фильтр типа Д)
- Перчаточные порты с радиационно-защитными перчатками (>0,5 мм Pb)



ПРОИЗВОДИТЕЛЬНОСТЬ ТРУДА И ПОДДЕРЖКА ЗАНЯТОСТИ
НАЦИОНАЛЬНЫЕ ПРОЕКТЫ РОССИИ

ФЕДЕРАЛЬНЫЙ ПРОЕКТ
АДРЕСНАЯ ПОДДЕРЖКА ПОВЫШЕНИЯ ПРОИЗВОДИТЕЛЬНОСТИ ТРУДА НА ПРЕДПРИЯТИЯХ



Единственный в России производитель сертифицированных дезактивируемых СИЗ от гамма-излучения

▶ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫЕ СИЗ РОССИЙСКОГО ПРОИЗВОДСТВА

Сертифицированные средства индивидуальной защиты от гамма-излучения со свинцовым эквивалентом 0,5 мм, в частности:

- Камерные перчатки для боксов и изоляторов
- Короткие перчатки
- Фартуки
- Жилеты
- Маты



▶ Также наша компания поставляет БОЛЬШУЮ НОМЕНКЛАТУРУ СТАНДАРТНОГО И НЕСТАНДАРТНОГО ЛАБОРАТОРНОГО ОБОРУДОВАНИЯ, в том числе:

- Реактора
- Вакуумные и перистальтические насосы
- Измельчающее оборудование
- Оборудование для пробоподготовки
- И многое другое



НАЛИЧИЕ ЛИЦЕНЗИЙ НА ПРОЕКТИРОВАНИЕ И ИЗГОТОВЛЕНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

