Российский научный фонд

ХИМИЧЕСКИЙ ФАКУЛЬТЕТ

4-я Школа молодых ученых

# «НАУЧНЫЕ ОСНОВЫ ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЙ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА»

15-18 октября 2026 г.

## СБОРНИК ТЕЗИСОВ

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

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

**4-я Школа молодых ученых «Научные основы завершающих стадий ядерного топливного цикла»: Тезисы докладов, Москва, 2026. – 66 с.**

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

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

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

ТЕХНИЧЕСКИЙ ПАРТНЕР
mesol
Организация и проведение научных и деловых мероприятий
WWW.MESOL.RU

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

# СБОРНИК ТЕЗИСОВ

15-18 октября 2026 г.

# ОБЩИЙ ПОДХОД К СИНТЕЗУ 4,7-ФУНКЦИОНАЛИЗИРОВАННЫХ 1,10-ФЕНАНТРОЛИН-2,9-ДИКАРБОКСАМИДОВ

**Авакян Н.А., Зонов Р.В., Лемпорт П.С., Ненайденко В.Г.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, 119991, Россия, г. Москва ул. Ленинские Горы, д. 1, с. 3*
*e-mail: nane.avakyan@mail.ru*

Диамиды 1,10-фенантролин-2,9-дикарбоновой кислоты (DAPhen), представляют собой важный класс гибридных N,O-донорных лигандов, способных селективно связывать и разделять *f*-элементы при переработке отработавшего ядерного топлива. [1] Настраивать свойства таких лигандов можно как путём вариации амидных заместителей, так и за счёт введения заместителей в фенантролиновое ядро. Заместители в положениях 4 и 7 гетероциклического остова оказывают наиболее существенное влияние на свойства лигандов, позволяя варьировать рабочий диапазон концентрации азотной кислоты в процессах экстракционного разделения [2], а также достигать высоких факторов селективности в разделении америция и кюрия [3].

Нами разработан общий подход к синтезу 4,7-функционализированных DAPhen как симметричного, так и несимметричного строения (Схема 1). Благодаря возможности функционализации 4,7-положений путем постадийного замещения фтора были получены уникальные примеры 4,7-несимметричнозамещенных DAPhen.

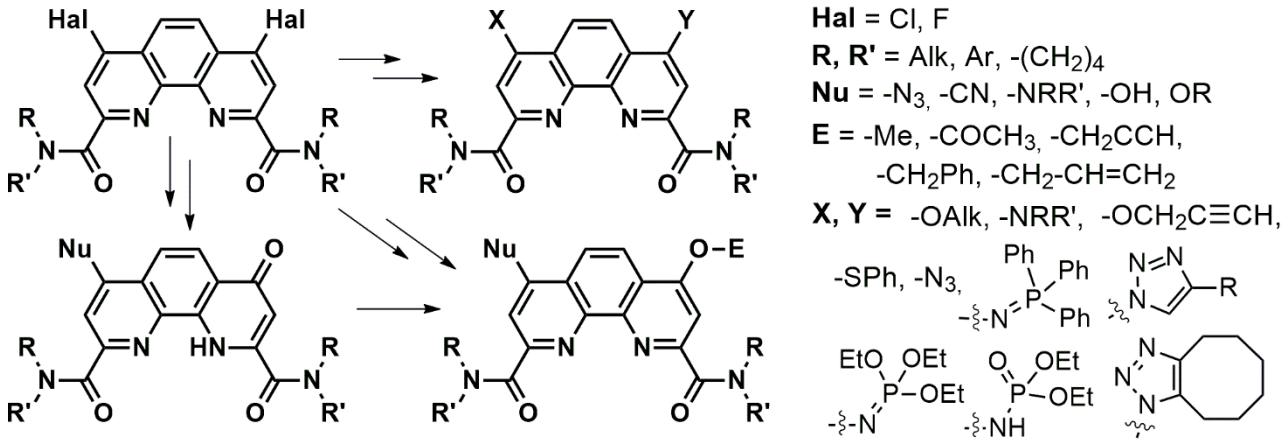



**Схема 1.** Превращения 4,7-галогензамещенных DAPhen

Благодаря управлению таутомерными равновесиями в гетероциклическом остове DAPhen становятся возможными селективные реакции 4-оксо-группы. Данные равновесия активно изучаются нами с привлечением методов квантово-химического моделирования. Возможности модификации 4,7-положений фенантролинового остова не ограничиваются реакциями нуклеофильного замещения. Так, азидные производные DAPhen способны участвовать в различных вариантах [3+2]-циклоприсоединения, что позволило получить первые примеры 4,7-триазолилзамещённых DAPhen.

В результате реализованных превращений, нами было получено более 50 неописанных ранее 4,7-функционализированных фенантролиндиамидов, представляющих интерес как для экстракционного разделения *f*-элементов.

***Литература***

1. Gutorova S.V. et al. *Rus. J. Gen. Chem.*, 2025, **94**, 243.
2. Evsiunina M.V. et al. *Sep. Purif. Technol.,* 2024, **339**, 126621.
3. Petrov V.G. et al. *Inorg. Chem. Front.,* 2026, **13**, 555.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, грант № 26-13-00118.

# РАСТВОРЕНИЕ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ И ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СПЛАВОВ АКТИНОИДОВ С ПРОДУКТАМИ ДЕЛЕНИЯ

**Архипова М.А., Двоеглазов К.Н., Шарадзе Г.А.**

*АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. А.А. Бочвара», 123098, Россия, Москва, ул. Рогова, 5а,*
*e-mail: MAArkhipova@bochvar.ru*

Продукт металлизации, получаемый при пирохимической переработке облученного ядерного топлива, представляет собой многокомпонентый сплав актиноидов – U, Pu, - с различными продуктами деления (ПД), благородными металлами и редкоземельными элементами (РЗЭ). Потенциально подобный сплав может быть передан на гидрометаллургический передел для растворения и последующего экстракционного аффинажа U и Pu. Растворение подобного многокомпонентного продукта раннее не было изучено. Известно, что растворимость интерметаллидов вида $AnPd_3$, $AnRu_3$, $AnRh_3$ в азотной кислоте существенно различается, а скорость растворения сплавов An-Zr зависит от содержания Zr. Таким образом, исследование растворимости композиции U, Pu + Pd, Ru, Rh, Zr, Nd, Ce, Mo становится актуальной задачей.

В рамках работы было синтезировано три образца сплавов: 1) состав продукта металлизации по консервативным представлениям; 2) состав продукта металлизации в случае частичного удаления РЗЭ, Zr и Mo на предыдущих этапах пирохимического передела; 3) состав продукта металлизации при коэффициенте очистки от ПД, равном 100.

Растворение образцов проводили в следующем режиме: концентрация азотной кислоты – 8 моль/л, соотношение Т:Ж=300. При растворении количественный переход U, Pu в раствор происходил в первые 5-15 мин. При выдержке раствора при температуре кипения отмечено значительное окисление Pu(IV) до Pu(VI).

Наиболее полно – более, чем на 99 %, - растворился образец № 3. В случае образцов 1 и 2, были выделены нерастворенные остатки, представлявшие собой сложные совместные оксиды металлов и, предположительно, интерметаллиды. Методом энергодисперсионной спектроскопии было подтверждено, что нерастворенные остатки содержат Pu. Растворенная масса образца 1 составила около 75 %, у образца 2 – 92 %.

Электрохимические свойства образцов сплавов изучали методом линейной вольтамперометрии (ЛВА). Исследования проводили в стандартной трехэлектродной термостатируемой ячейке; рабочим электродом служил исследуемый образец, вспомогательный электрод представлял собой титановый пруток, в качестве электрода сравнения использовали Ag/AgCl электрод. Все эксперименты проводили при постоянной температуре 25 °С, вольтамперограммы записывали со скоростью развертки 3 мВ/с, электролит – азотная кислота различной концентрации. Дополнительно в описанных условиях также исследовали $U_{мет}$ без легирующих добавок.

Полученные зависимости обработаны с помощью уравнения Тафеля, найдены потенциал нулевого тока и плотность тока обмена для всех исследованных образцов. В азотной кислоте 4 моль/л найденные потенциалы нулевого тока для всех образцов и $U_{мет}$ находились в диапазоне 440-540 мВ отн. Ag/AgCl. Наибольшая плотность тока обмена найдена у образца 1 – 143,3 мА/см$^2$. Плотность тока $U_{мет}$ составила 37,3 мА/см$^2$, а плотность тока обмена у образцов 2 и 3 оказалась примерно равна и составила 2,3 и 3,0 мА/см$^2$, соответственно.

Полученные данные ЛВА согласуются с наблюдениями, сделанными в ходе химического растворения образцов: сплав 1 наиболее активно вступает в реакцию с азотной кислотой.

Работа выполнена в рамках проектного направления «Прорыв» и при финансовой поддержке государственной корпорации «Росатом».

# ПОДХОДЫ К ПРИМЕНЕНИЮ ЦИФРОВЫХ РЕШЕНИЙ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ОЦЕНКИ РИСКОВ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АС

**Афанасьев И.А.**

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», 107140, Москва, вн.тер.г. муниципальный округ Красносельский, ул. Малая Красносельская, дом 2/8, корпус 5*
*e-mail: iafanasiev@secnrs.ru*

Доклад посвящен подходам к применению цифровых решений (в т.ч. генеративных моделей) для целей оценки рисков, возможных при реализации проектов по выводу из эксплуатации (ВЭ) блоков АС, с точки зрения регулирования безопасности ВЭ.

Как отмечалось в статье [1], риски «нерадиационного характера» (экономические, организационные, общественно-социальные, геополитические и др.) могут оказывать существенное влияние на сроки, стоимость и ход реализации проектов по ВЭ блоков АС, в том числе влияя на безопасность при выполнении работ.

В докладе предложена концептуальная методика оценки рисков «нерадиационного характера», включающая четыре этапа: выявление внешних и внутренних факторов риска, определение сценариев развития событий, качественный анализ рисков экспертным методом, количественный анализ методом Монте-Карло, которая подробно описана в статье [1]. Важно, что идентификация факторов риска только экспертными методами может приводить к упущению ряда сценариев развития событий.

Применение технологий искусственного интеллекта (ИИ), в частности генеративных моделей (включая большие языковые модели, LLM), открывает новые возможности для повышения полноты и качества идентификации рисков, возможных при ВЭ блоков АС. Международный опыт демонстрирует успешное применение LLM для классификации инициирующих событий при вероятностной оценке рисков АС, а также для обработки нормативной документации и поддержки принятия решений [2]. Например, в проекте DORADO (EURATOM) предусмотрено использование ИИ для идентификации рисков на цифровой платформе ВЭ [3].

Наиболее эффективным представляется комбинированный подход, при котором генеративные модели используются совместно с экспертными методами, например, методами SWIFT (анализ «что, если») и ETA (дерево событий). ИИ позволяет генерировать множество вариантов развития событий, возможных при наступлении какого-либо риска, что снижает вероятность пропуска значимых факторов. Кроме того, генеративные модели могут использоваться для оценки эффективности применения разработанных мероприятий по реагированию на риски. При этом результаты генерации требуют обязательной всесторонней экспертной проверки ввиду возможных ошибок, связанных с недостаточностью исходных данных или некорректным вводом запроса. Такая проверка может осуществляться также посредством кросс-верификации различных генеративных моделей. Применение указанных подходов согласуется с современными тенденциями развития систем поддержки принятия решений в атомной отрасли и позволяет повысить обоснованность мер по реагированию на риски [3].

***Литература***

1. Афанасьев И. А., Хохлов Д. А. Развитие подходов к оценке рисков в контексте регулирования безопасности деятельности по выводу из эксплуатации блоков атомных станций // Ядерная и радиационная безопасность. 2025. № 4 (118). С. 18–30.
2. Xian M., Wang T., A Knowledge-Informed Large Language Model Framework for U.S. Nuclear Power Plant Shutdown Initiating Event Classification for Probabilistic Risk Assessment. URL: https://arxiv.org/pdf/2410.00929 (дата обращения: 23.07.2026).
3. DORADO Project. Digital twins and Ontology for Robot Assisted Decommissioning Operations. URL: https://www.dorado-project.eu (дата обращения: 23.07.2026).

# ПЕРТЕХНЕТАТЫ ДИБЕНЗГАЛОЛИЯ: СТРУКТУРА И ГАЛОГЕННЫЕ СВЯЗИ

**Бабитова Е.С.**[а,б,в], **Бречалов А.А.**[а,б,в], **Иванов Д.М.**[а], **Гуржий В.В.**[а], **Постников П.С.**[г], **Солдатова Н.С.**[г], **Мирославов А.Е.**[а,б,в]

[а]*Санкт-Петербургский государственный университет, 199034, Санкт-Петербург, Университетская наб., 7/9*
[б]*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», 194021, Санкт-Петербург, 2-ой Муринский пр-т, 28*
[в]*Озерский технологический институт НИЯУ «МИФИ», Озерск, пр-т Победы, 48*
[г]*Исследовательская школа химических и биомедицинских технологий, Национальный исследовательский Томский политехнический университет, 634034, Томск, пр-т. Ленина, 43А*
*e-mail: st064214@student.spbu.ru*

Переработка и захоронение радиоактивны отходов, в том числе содержащих $^{99}TcO_4^-$, имеет большое значение в свете задач по охране окружающей среды и проблем ядерного топливного цикла, сопутствующих атомной промышленности. В свою очередь нековалентные взаимодействия являются эффективным инструментом для тонкого кристаллического дизайна[1]. При этом для пертехнетат-аниона до сих пор не изученным остается образование галогенных связей.

В данной работе были исследованы нековалентные взаимодействия внутри кристаллических структур дибензгалолиевых солей типа $[(o\text{-}C_6H_4)_2X][^{99}TcO_4]$ (X = Cl, Br, I). Все соединения были охарактеризованы ИК спектроскопией и полиядерной спектроскопией ЯМР, а также рентгеноструктурным анализом (рис. 1). Во всех структурах впервые были обнаружены галогенные связи C–X···O–Tc с пертехнетат-анионом, которые приводят к различным типам супрамолекулярной организации: гетеротетрамерным кластерам для X = I, гетеродимерным – для X = Cl, и супрамолекулярным цепям для X = Br. Наличие межионных галогенных связей было подтверждено теоретическими расчетами с периодическими граничными условиями в программе CP2K-8.1.

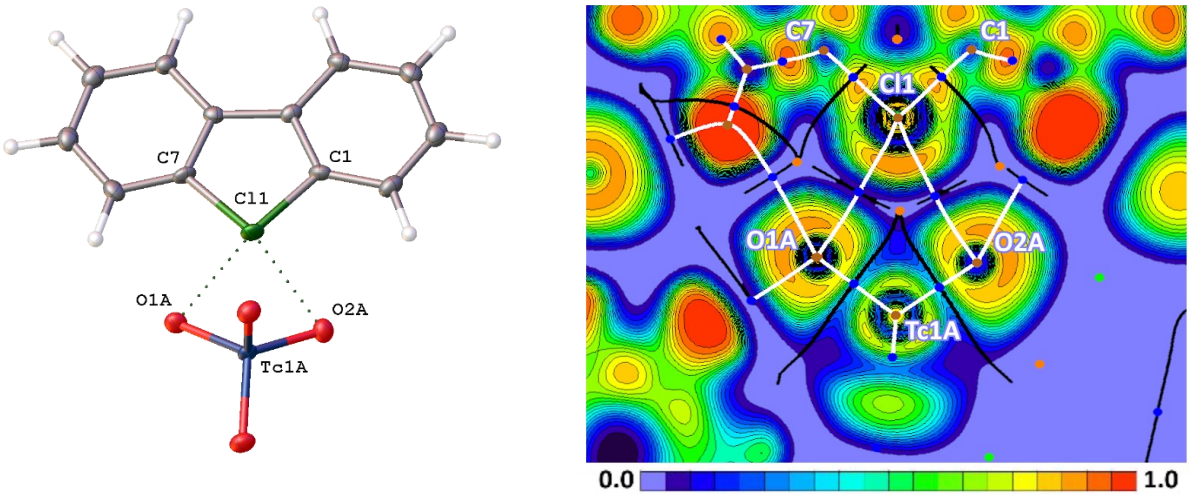



**Рисунок 1.** Галогенные связи в структуре $[(o\text{-}C_6H_4)_2Cl][^{99}TcO_4]$ и её модели по результатам теоретических расчётов (сечение ELF с топологическими путями и критическими точками)

***Литература***

1. Strub E., Badea D., Bruns J., Frontera A., Mayordomo N., Sakhonenkova A., Jungfer M. R., Wickleder M., Yong C., Zegke M. *EurJIC*, 2025, **28**, e202400780.

# РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА СОРБЦИИ ЦЕЗИЯ В ВЫСОКОКОНЦЕНТРИРОВАННЫХ РАСТВОРАХ НА БАРЬЕРНОМ ГЛИНИСТОМ МАТЕРИАЛЕ

**Баранов Д.Ю.[а], Меньшикова-Тонян И.Р.[б], Мурлис Д.В.[а], Романчук А.Ю.[б]**

[а]*ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 107140, Москва, Красносельская, дом 2/8, корпус 5*
*e-mail: baranov@secnrs.ru.*
[6]*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы 1 стр. 3.*

С целью оценки долговременной безопасности пунктов приповерхностного захоронения радиоактивных отходов (РАО) проведено расчетно-экспериментальное исследование влияния высококонцентрированных растворов NaCl и $NaNO_3$ с ионной силой 2 моль/л на сорбцию цезия бентонитом месторождения 10-й Хутор (Республика Хакасия), который служит барьерным глинистым материалом в концепциях захоронения РАО в Российской Федерации. Актуальность исследования связана с проблематикой захоронения РАО в виде солевого плава, имеющего сложный многокомпонентный состав. Целью настоящей работы является оценка влияния простых однокомпонентных высококонцентрированных растворов на сорбцию цезия барьерным глинистым материалом и получение данных для разработки более сложных расчетных моделей, соответствующих реальным условиям.

Экспериментальная оценка влияния растворов NaCl и $NaNO_3$ на сорбцию цезия на образце бентонита проведена с учетом изменения pH растворов от 6 до 13 и исходной концентрации цезия от $10^{-9}$ до $10^{-3}$ моль/л согласно методике [1]. Расчетная оценка сорбции цезия и определение его преобладающих форм нахождения в растворах проведена с использованием программ для ЭВМ PHREEQC и Geochemist's Workbench [2,3]. Моделирование сорбции цезия осуществлялось по механизму ионного обмена на двух типах сорбционных центров, с емкостью катионного обмена = 75,8 мг-экв/100 г. Первый тип центров имеет высокую селективность – $Log\ K_{Na}^{Cs}$ = 7,7; второй тип – низкую – $Log\ K_{Na}^{Cs}$ = 1,8 [4]. Для учета межионных взаимодействий в растворах использованы базы данных pitzer.dat и thermo-phrqpitz.dat, дополненные константами образования водных комплексов нитратов и хлоридов цезия и натрия, а также параметрами Питцера.

Эксперименты с исходной концентрацией цезия в растворах ($10^{-6}$ моль/л) и pH 6 – 11 показали, что сорбция цезия в растворе NaCl составила 90,3 – 91,8 %, в растворе $NaNO_3$ – 72,1 – 78,6 %. Расчетная оценка показала: в растворе NaCl – 84,3 %, в растворе $NaNO_3$ – 75,1 %. Различия в сорбции цезия в хлоридном и нитратном растворах объясняются тем, что константы ассоциации цезия и натрия с нитратами в 1,5 раза выше, чем с хлоридами [5].

Экспериментами при увеличении pH с 11 до 13 зафиксировано увеличение сорбции цезия в растворе NaCl с 90 до 96 %, что подтвердилось расчетами с 84 % до 93 %. В диапазоне исходных концентраций цезия от $10^{-9}$ до$10^{-6}$ моль/л в растворе NaCl сорбция цезия снижается, а в диапазоне концентраций от $10^{-6}$ до $10^{-3}$ моль/л – практически не меняется.

***Литература***

1. ФР.1.31.2022.44412. Методика измерения коэффициента распределения радионуклидов для характеризации барьерных глинистых материалов. МГУ им. М.В. Ломоносова. Москва, 2022.
2. Parkhrust D. L. Description of input and examples for PHREEQC version 3: a computer program for speciation, batch-reaction, one-dimensional transport, and inverse geochemical calculations. 2013.
3. Bethke C. et. al., The Geochemist's Workbench. Release 19. GWB Essential Guide. Aqueous Solution, LLC, Champaign, Illinois. 2026. 246 p.
4. Missana, T. et. al. Modelling cesium retention onto Na-, K-, and Ca-smectite: effects of ionic strength, exchange and competing cations on the determination of selectivity coefficients. Geochim. Cosmochim. Acta. – 2014. – V. 128. – P. 266–277.
5. Дамаскин Б.Б. и др. Электрохимия. М.: «Химия» «КолосС», 2006 –672 с.

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

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

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

С развитием ядерной энергетики и созданием новых видов реакторов, например жидкосолевого реактора для дожигания минорных актинидов, появляются проблемы, связанные с обращением с радиоактивными отходами. Одним из таких видов отходов являются фториды различных металлов (ЩМ, ЩЗМ, РЗМ) включенные в один из эвтектических составов: FLiNaK (фториды литий, натрия, калия) и FLiBe (фториды лития и бериллия). На данный момент нет простых и надежных способов перевода радиоактивных отходов в устойчивую для иммобилизации форму.

В данной работе синтезированы образцы, представляющие собой эвтектическую смесь FLiNaK с имитаторами высокоактивных отходов (до 30 мас.%), представленных фторидами Cs, Sr, РЗЭ (Ce, Nd) и бентонита природного неочищенного. Образцы в виде таблеток отжигали при различных температурах (700-1000 °C). Определен фазовый состав, доказана высокая химическая стойкость при 25 °C (скорость выщелачивания цезия < $10^{-5}$ г/(см$^2$·сут)), высокая механическая прочность (> 9 МПа) при всех выбранных температурах отжига (650-900°C). Методами рентгенофазового анализа с *in-situ* нагревом и термогравиметрии с дифференциальной сканирующей калориметрией определено, что при температуре ~700 °C происходят наиболее значимые изменения в структуре образцов матриц. Показано, что фтор связывается с составляющими глины при температурах ниже 800 °C. Оптимальным для синтеза является температурный диапазон 650-800 °C. Дополнительно проанализированы образцы с доабвлением различных соединений кальция (CaO, $Ca(OH)_2$, $CaCO_3$). Показано, что добавление соединений кальция положительно влияет на связывание фторид-иона, увеличивается температура начала выделения HF, прочность образцов, снижается выщелачивание цезия.

В качестве альтернативной методики синтеза образцов продемонстрирована возможность использования метода искрового плазменного спекания. Кроме того, данный метод позволяет проводить синтез быстрее и потенциально пригоден для получения массивных образцов.

Таким образом, показана принципиальная возможность использования материалов на основе бентонитовой глины для иммобилизации фторидных РАО.

# ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИОЛИЗА 3-НИТРОБЕНЗОТРИФТОРИДА

**Белова М.М., Пономарев А.В.**

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской Академии Наук 119071, Москва, Ленинский проспект 31к4*
*e-mail:mariabelova00@icloud.com*

3-нитробензотрифторид (F-3) рассматривается как перспективный разбавитель в экстракционных системах для разделения, извлечения и рафинирования радионуклидов. Высокие требования к радиационной стойкости экстракционных систем предопределяют важность получения детальной информации о радиолитических превращениях как экстрагентов, так и разбавителей. Взаимное влияние групп $NO_2$ и $CF_3$ на радикальные превращения ароматических соединений представляют также значительный интерес с точки зрения применения функционализированных ароматических соединений в промышленности.

В работе был исследован состав первичных продуктов радиолиза F-3 и оценен механизм первичных радиационно-химических превращений на основе анализа состава молекулярных продуктов.

Радиационно-индуцируемая деградация F-3 приводит к образованию ряда лёгких соединений: $N_2$, NO, $H_2O$, $H_2$ и $HNO_2$. Образование $N_2$ и NO свидетельствует о значительном участии группы $NO_2$ в радиолитических превращениях. Реакции с её участием дают на два порядка больше продуктов, чем реакции с участием группы $CF_3$. В то же время группа $CF_3$ способствует более эффективному рассеиванию избыточной энергии и, тем самым, играет в F-3 защитную функцию. Суммарный выход образования легких молекул составляет около 19 нмоль/Дж.

Преобладающее участие группы $NO_2$ в образовании продуктов радиолиза справедливо и для образования моноядерных аренов с различным составом и положением боковых заместителей. Наблюдалась как замена группы $NO_2$ на группу NO, так и присоединение второй $NO_2$-группы. Однако наибольший выход наблюдается для продуктов, представляющих результат гидроксилирования F-3. При этом группа OH либо замещает группу $NO_2$, либо размещается между группами $NO_2$ и $CF_3$. Анализ мономерных продуктов также свидетельствует о высокой стабильности группы $CF_3$. Суммарный выход продуктов, содержащих две $CF_3$ группы, или не содержащих ни одной $CF_3$ группы, не превышает 0,1 нмоль/Дж. Для группы $CF_3$ более характерен разрыв связи C-F с образованием F-аддуктов (в сумме около 1 нмоль/Дж), при этом низкие дозы (до 50 кГр) не способствуют образованию свободного HF. Суммарный выход образования моноциклических аренов достигает 27 нмоль/Дж.

Среди продуктов радиолиза была обнаружена фракция биядерных аренов. Помимо димера F-3, образуются продукты с иной структурой. Наибольший выход наблюдается для дифенильных производных, в которых группа $NO_2$ присутствует только в одном кольце. Более низкий выход имеют димеры, не содержащие ни одной группы $NO_2$ или NO. Более того, все наблюдаемые димеры содержат по крайней мере одну группу $CF_3$. Половина наблюдаемых димеров являются фенолами. Как правило, группа OH наблюдается в димерах с дефицитом групп $NO_2$, что согласуется с образованием OH из $NO_2$. Выход димерных и олигомерных продуктов составляет около 6 и 2 нмоль/Дж, соответственно.

Наблюдаемый выход радиолитической деградации F-3 составляет около 55 нмоль/Дж, что является сравнительно низким и делает его привлекательным для использования в качестве разбавителя в экстракционных радиохимических системах.

# ТЕРМИЧЕСКОЕ РАЗЛОЖЕНИЕ ФОСФОРОРГАНИЧЕСКИХ ЭКСТРАГЕНТОВ В АЗОТНОКИСЛЫХ СРЕДАХ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ГИДРОМЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ

**Большакова И.А.**

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

На завершающих стадиях ядерного топливного цикла в рамках технологии переработки ОЯТ наибольшее распространение получил метод жидкостной экстракции. Наиболее распространенным экстрагентом является трибутилфосфат (ТБФ), применяемый для селективного извлечения урана и плутония [1]. В отношении америция и кюрия, высокую экстракционную эффективность демонстрируют производные фосфиноксидов. Особый интерес среди них представляет Cyanex-923 (фосфиноксид разнорадикальный, ФОР), представляющий собой смесь фосфиноксидов с разными алкильными группами [2].

На стадиях переработки ОЯТ экстракционные системы находятся в контакте с окислительными средами, что, учитывая высокий уровень тепловыделения радионуклидов и экзотермический характер химических реакций, обуславливает вероятность неконтролируемого разогрева реакционной смеси. Реализация данного саморазогрева способна привести к возникновению теплового взрыва или возгорания. Ввиду опасности перехода процесса в неуправляемую стадию, особую актуальность имеет оценка показателей пожаровзрывобезопасности экстракционных смесей, что и является целью настоящей работы.

Методом дифференциально-сканирующей калориметрии (ДСК) [3] исследована термическая стабильность экстракционных смесей на основе ТБФ и ФОР. Для проведения экспериментов были подготовлены экстракционные смеси с объемным содержанием экстрагента от 5 до 100 % в разбавителе н-додекане, которые приводили в контакт с растворами азотной кислоты с концентрациями от 1 до 5 моль/л. Соотношение водной и органической фаз составляло 1:1. Методом ДСК были исследованы как двухфазные системы «экстрагент-додекан-азотная кислота», так и экстракты, полученные путем контакта органической и водной фаз в течение 8 часов при постоянном перемешивании с последующим разделением фаз. Нагрев исследуемых систем производили в стальных герметизируемых тиглях со скоростью 5 К/мин до температуры 300 °С.

Экспериментально показано, что нагрев двухфазных систем сопровождается протеканием экзотермических процессов при температурах выше 100 °С. Выявлена зависимость температуры начала термического разложения и величины тепловыделения от концентрации азотной кислоты. Приведены сравнительные данные о поведении систем с ТБФ и ФОР при нагревании. Для экстрактов установлено уменьшение величины теплового эффекта относительно двухфазных систем.

***Литература***

1. Chao Wang, Guoce Yu, Jianlong Wang *Nuclear Engineering and Design*, 2024, **422**.
2. Логунов М.В., Ворошилов Ю.А., Бабаин В.А. *Радиохимия*, 2022, **64**, 5.
3. Национальный стандарт Российской Федерации. Пластмассы. Смолы фенольные. Определение теплоты и температуры реакции методом дифференциальной сканирующей калориметрии (ГОСТ Р 57920-2017)

# ИЗВЛЕЧЕНИЕ ИТТРИЯ И РЗЭ СИНЕРГЕТИЧЕСКОЙ СМЕСЬЮ 2,3-ДГН И МТОАК ИЗ КАРБОНАТНЫХ СРЕД: СТАБИЛЬНОСТЬ ЭКСТРАГЕНТА И МЕМБРАННАЯ ЭКСТРАКЦИЯ

**Бречалов А.А.** [а,б,в], **Бабитова Е.С.**[а,б,в], **Кутуева А.А.**[а], **Александров Т.С.**[а,б], **Караван М.Д.**[а,б], **Смирнов И.В.**[а,б]

[а]*Санкт-Петербургский государственный университет, 199034, Санкт-Петербург, Университетская наб., 7/9*
[б]*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», 194021, Санкт-Петербург, 2-ой Муринский пр-т, 28*
[в]*Озерский технологический институт НИЯУ «МИФИ», Озерск, пр-т Победы, 48*
*e-mail: brechalovalexandr@gmail.com*

Радионуклид $Y^{90}$ критически важен для таргетной терапии опухолей, но традиционные генераторы для его получения требуют работы с агрессивными кислотами и сложной очистки[1,2]. При этом сам материнский изотоп стронций-90 является одним из основных продуктов деления и его использование экономически выгодно. Для повышения безопасности и эффективности процесса мы предлагаем использовать мембранные генераторы на основе карбонатных сред с применением бинарной экстракционной системы из 2,3-дигидроксинафталина и карбоната метилтриоктиламмония[3]. Главной целью нашего исследования стало изучение применения слабокислых и щелочных реэкстрагентов и оценка химической стабильности экстрагентов при длительном хранении.

Исследована возможность использования бинарной экстракционной системы на основе 2,3-дигидроксинафталина (2,3-ДГН) и карбоната метилтриоктиламмония (МТОАК) для мембранного выделения иттрия из карбонатных растворов, а также оценена долговременная стабильность экстрагирующей смеси при экстракции Y, Eu и Er. Изучена реэкстракции иттрия растворами винной кислоты, глицина и гидрокарбоната натрия. Установлено, что наиболее эффективным реэкстрагентом является раствор $NaHCO_3$, при этом скорость реэкстракции остается сравнимой с предложенными в литературе мембранными системами. При использовании импрегнированных жидких мембран экстрагирующая смесь быстро теряет экстракционные свойства вследствие окислительной деградации 2,3-ДГН. Последнее подтвержденно методами УФ- и ЯМР-спектроскопии. Установлено, что деградация экстрагента сопровождается снижением эффективности извлечения и изменением селективности системы. Полученные результаты показывают, что практическое применение системы 2,3-ДГН/МТОАК в мембранных технологиях требует разработки методов защиты экстрагента от окислительной деградации и повышения скорости реэкстракции.

***Литература***

1. Lewis, J. S., Windhorst, A. D., Zeglis, B. M., Eds. Radiopharmaceutical Chemistry. – Springer International Publishing: Cham, 2019; pp 359–370.
2. Krasikova, R. N.; Biragova, Ya. V.; Smirnov, I. V. *Radiochemistry*, 2025, **67** (5), 575–589.
3. Harb, A. H. A.; Balantsev, I. V.; Karavan, M. D.; Smirnov, I. V. *J Radioanal Nucl Chem* 2025, **334** (3), 2131–2138.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 24-63-00006.

# РАЗРАБОТКА ЧИСЛЕННОГО МЕТОДА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ УСТОЙЧИВОСТИ КОМПЛЕКСОВ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ

**Васильченко Е.С.**

*Студент, 5 курс специалитета*
*МГУ имени М.В.Ломоносова, химический факультет, Москва, Россия*
*e-mail: jane151201@yandex.ru*

Особое внимание при обращении с высокоактивными радиоактивными отходами уделяется извлечению цезия-137 и стронция-90 как основных долгоживущих радионуклидов. В настоящее время для их выделения и концентрирования из жидких сред предлагаются методы экстракции и сорбции с использованием макроциклических соединений [1]. Однако, синтез новых соединений в лаборатории требует больших затрат ресурсов и времени. Поэтому, чтобы ускорить процесс подбора селективного экстрагента, необходимо создание новых вычислительных методов.

Для решения поставленной задачи реализована модель на основе графовых сверточных нейронных сетей (GCNN), которая рассматривает молекулу как граф, где атомы соответствуют узлам, а химические связи – ребрам. Это позволяет учесть локальное химическое окружение при формировании признаков [2]. Для повышения устойчивости предсказаний дополнительно применялась 5-кратная кросс-валидация. Все эти факторы дают модели возможность извлекать значимые структурные признаки и прогнозировать константу устойчивости комплексов**.**

**В ходе обучения модели проведена оценка ее качества на тестовой выборке. Получены следующие значения: среднеквадратичная ошибка (RMSE) 0.88, коэффициент детерминации ($R^2$) 0.87, средняя абсолютная ошибка (MAE) 0.91. Полученные метрики показывают, что предложенный подход позволяет с высокой точностью предсказывать константы устойчивости, что значительно ускоряет первичный отбор высокоселективных экстрагентов для последующего синтеза.** Также, для дополнительной оценки точности предложенного подхода проведено сравнение результатов, полученных с помощью GCNN, с данными квантово-химических расчетов.

***Литература***

1. Xu C., Wang J., Chen J. Solvent extraction of strontium and cesium: a review of recent progress //Solvent Extraction and Ion Exchange. – 2012. – Т. 30. – №. 6. – С. 623-650.
2. Zhang S. et al. Graph convolutional networks: a comprehensive review //Computational Social Networks. – 2019. – Т. 6. – №. 1. – С. 1-23.

# ПРИМЕНЕНИЕ ЖИДКОСЦИНТИЛЛЯЦИОННОЙ СПЕКТРОСКОПИИ ДЛЯ АНАЛИЗА СОДЕРЖАНИЯ АКТИНИЯ-227 В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОБАХ

**Гурбанов М.Э., Космычёв А.С., Семенищев В.С., Буньков Г.М.**

*Уральский Федеральный Университет имени Первого Президента России Б.Н. Ельцина,*
*620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, д. 19,*
*e-mail: gurb2012@yandex.ru*

С каждым годом количество диагностированных злокачественных новообразований неуклонно растет. Что в свою очередь повышает востребованность терапии онкологических заболеваний. Один из вариантов терапии, это использование радиофармпрепаратов (далее - РФП). Для лечения пациентов с костными метастазами кастрационно-резистентного рака предстательной железы применяются РФП на основе радионуклида $^{223}$Ra. Его получают с помощью генераторов с материнским $^{227}$Ac. Нарабатывается $^{227}$Ac путем облучения $^{226}$Ra в ядерном реакторе. Производство $^{227}$Ac выдвигает требования к аналитической базе. В процессе анализа наибольшую трудность представляет собой определение активностей самого $^{227}$Ac, так как он является практически чистым низкоэнергетическим ($E_{max}$ = 45 кэВ) бета-излучателем с крайне малым выходом гамма-излучения 28,6 кэВ и 36,9 кэВ, что затрудняет его детектирование. Как правило, $^{227}$Ac измеряют косвенно по его дочерним продуктам распада – $^{227}$Th и $^{223}$Ra – альфа-излучателям с гамма-линиями с высоким квантовым выходом и энергиями в диапазоне от 100 до 400 кэВ, но при этом проблемой является необходимость выдержки до равновесия в течение 4 – 6 месяцев.

В ходе работы исследована применимость жидкостно-сцинтилляционный спектроскопии (ЖСС) для определения $^{227}$Ac в жидких пробах различной конфигурации. Эксперименты проводили на ЖСС ТРИЕЛЬ (производство ООО «Экосфера», Россия). Так как изначально ЖСС, по большей части, используется для анализа содержания $H^3$ и $C^{14}$ по ходу работы в базу спектров были добавлены $^{227}$Ac, $^{227}$Th и $^{223}$Ra. Для добавления радионуклидов в базу требовалось получить очищенные от радиоактивных примесей растворы. Для этой задачи использовались концентраты лантан-актиниевой фракции, выделенные из техногенных растворов выщелачивания урана. $^{227}$Ac в концентрате находился в равновесии с дочерними $^{227}$Th и $^{223}$Ra. Из этого раствора проводилось выделение $^{227}$Ac и $^{227}$Th для создания спектральной базы ЖСС. Выделение $^{227}$Ac осуществляли на сильнокислотном катионите Poly-Prep 50Wx8 в водородной форме. Для выделения $^{227}$Th использовали экстракционно-хроматографическую смолу TEVA Resin. Для калибровки ЖСС по $^{223}$Ra использовали чистый РФП радия-223 дихлорид. Стандартная процедура калибровки прибора заключалась в снятии серии спектров чистых радионуклидов с добавлением различных количеств $CCl_4$ для изменения параметра тушения спектра.

В результате проделанной работы в библиотеку ЖСС ТРИЕЛЬ были добавлены $^{227}$Ac, $^{227}$Th и $^{223}$Ra. Проведена апробация полученных калибровок на реальных растворах, содержащих $^{227}$Ac, в сочетании с различными активностями дочерних радионуклидов. Выявлены источники мешающего воздействия на результаты измерения $^{227}$Ac.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-23-01267, https://rscf.ru/project/25-23-01267/

# ВЫБОР РЕЦЕПТУРЫ МАТЕРИАЛА ДЛЯ СООРУЖЕНИЯ ПРОТИВОФИЛЬТРАЦИОННОЙ ЗАВЕСЫ ПО ТЕХНОЛОГИИ «СТЕНА В ГРУНТЕ»

**Жаркова В.О., Романчук А.Ю., Лехов В.А., Калмыков С.Н.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,*
*1119991, Москва, Ленинские горы, д.1*
*e-mail: v.zarkova11@gmail.com*

Долговременная безопасность пунктов хранения и захоронения радиоактивных отходов обеспечивается созданием системы защитных барьеров. В качестве гидроизолирующих материалов рассматривают, как правило, природные глины или композиции на их основе. Для сооружения на объектах атомной энергетики противофильтрационных завес могут быть рекомендованы технологии, применяемые в иных отраслях для остановки горизонтального потока грунтовых вод и минимизации переноса загрязняющих веществ [1]. На некоторых ядерно и радиационно опасных объектах предполагается эксплуатация таких барьеров в условиях высокой минерализации подземных вод, иногда достигающей уровня рассолов (более 35-50 г/л).

В данной работе проведено сравнение фильтрационных свойств композиций на основе глинистых материалов, предлагаемых для сооружения барьеров безопасности по технологии «стена в грунте». Указанная технология заключается в выемке грунта из узкой и глубокой траншеи и заполнении ее бентонитовым раствором, удерживающим стенки от обрушения. Извлеченный грунт смешивается на поверхности с бентонитом и/или другим глинистым грунтом для достижения оптимального гранулометрического состава, который обеспечивает низкую проницаемость барьера. По мере необходимости к смеси добавляют бентонитовый раствор для получения требуемой текучей консистенции, а затем готовый материал укладывают обратно в траншею, постепенно вытесняя заполняющий ее бентонитовый раствор [2].

В лабораторных замесах в качестве имитанта грунта использовали мелкий песок, который смешивали с 3-25 масс.% природного суглинка, бентопорошком марки ПБМБ и бентонитовым раствором плотностью 1090-1100 кг/м$^3$. Для определения коэффициента фильтрации ($К_ф$) через образцы пропускали сначала дистиллированную воду, а затем – высокосолевой модельный раствор с ионной силой 1,1 моль/л, представленной, в основном, нитратами аммония и натрия. При содержании в замесах ≥5 масс.% бентонита значения $К_ф$ дистиллированной воды составляли $(1\text{-}2)\cdot10^{-5}$ м/сут. Воздействие высокосолевого раствора приводило к повышению проницаемости образцов, в ряде случаев на 1-2 порядка, вероятно за счет ограничения набухания смектитовых частиц и, как следствие, увеличения пористости материала. Добавление суглинка в количестве, обеспечивающем не менее 20 масс.% пылеватых и глинистых частиц в составе грунто-бентонитовых смесей, способствовало снижению степени негативного влияния высокоминерализованной водной фазы на фильтрационные характеристики образцов.

Продемонстрирована возможность подбора оптимального соотношения песка, бентонита и тонкодисперсных частиц, обеспечивающего необходимые противофильтрационные свойства материала барьера, сооружаемого по технологии «стена в грунте».

***Литература***

1. Ильина О.А., Лундин Д.С. и др. *Радиоактивные отходы*, 2021, № 1 (14), С. 51—62
2. Ryan C., Ruffing D., Evans J.C. *Geo-Congress 2022*, pp. 89–99.

# ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОЕ ФРАКЦИОНИРОВАНИЕ ЦЕЗИЯ И АМЕРИЦИЯ ИЗ ПОЧВ В МОДЕЛЬНОМ ЭКСПЕРИМЕНТЕ

**Журба В.С., Кузьменкова Н.В.**

*Московский Государственный Университет им. М.В. Ломоносова,*
*119234, Москва, Ленинские горы 1,*
*e-mail: zhurbaviktoria@mail.ru*

Химическая форма радионуклидов и источник их поступления в основном определяют их поведение в окружающей среде, в том числе миграционную способность и биодоступность. Для изучения этих взаимодействий широко применяется метод последовательного выщелачивания, предложенный Tessier [1].

Целью работы является оценка применимости метода последовательного выщелачивания по методу Tessier для фракционирования $^{137}$Cs и $^{241}$Am в стандартном образце чернозема с оценкой воспроизводимости полученных результатов.

**Рисунок 1.** Процентное распределение радионуклидов по фракциям

Для эксперимента использовали стандартный образец почвы ГСО 5359-90. В модельный образец чернозема вносили растворы $^{137}$Cs и $^{241}$Am после чего образцы инкубировали две недели. Эксперимент проводили в 9 повторностях для определения коэффициента вариации и оценки воспроизводимости результатов. Активность образца составляла 90330 Бк/кг для $^{137}$Cs и 88510 Бк/кг для $^{241}$Am. Степень извлечения $^{137}$Cs составила 114 %, тогда как для $^{241}$Am – 39 %. Наибольшая активность $^{137}$Cs была обнаружена в остаточной фракции – 87 %, тогда как основная доля $^{241}$Am была в органической фракции – 77 %. В оксидной фракции активность составила 2 и 1,5 % для $^{137}$Cs и $^{241}$Am соответственно. Активность в водной, обменной и карбонатной фракциях составила менее 1 % для обоих радионуклидов.

Коэффициент вариации (CV) зависел от радионуклида и содержания активности во фракции. Для оксидной, органической и остаточной фракций CV не превышал 10 %. Для обменной и карбонатной фракций CV составил 14-18 % для $^{137}$Cs и 37-65 % для $^{241}$Am. Для водной фракции CV превышал 120 %.

Таким образом, для оксидной, органической и остаточной фракций получены наиболее воспроизводимые результаты (CV <10 %). Низкая степень извлечения $^{241}$Am (39 %) указывает на необходимость дополнительной оптимизации условий выщелачивания для данного радионуклида.

***Литература***

1. Tessier A., Campbell P. G., Bisson M. Sequential extraction procedure for the speciation of particulate trace metals // Analytical chemistry. 1979. № 7 (51). С. 844–851.

# ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗРЫВОПОЖАРОБЕЗОПАСНОСТИ УПАРИВАНИЯ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ, СОДЕРЖАЩИХ КОМПЛЕКСОНЫ И ВОССТАНОВИТЕЛИ

**Зорин Е.С., Старовойтов Н.П., Коренев С.В., Дудкин В.А.**

*Федеральное государственное унитарное предприятие*
*«Производственное объединение «Маяк»*
*456780, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31,*
*e-mail: cpl@po-mayak.ru*

При упаривании технологических растворов аскорбиновая, щавелевая, лимонная кислоты и ДТПА, входящие в их состав, концентрируются или разлагаются, влияя на газовыделение, пенообразование и тепловыделение процесса [1].

В центральной заводской лаборатории ФГУП «ПО «Маяк» на адиабатическом калориметре исследован процесс упаривания двух модельных растворов с точки зрения взрывопожаробезопасности (определение температур возможных экзотермических реакций, либо условий, приводящих к тепловому взрыву) при помощи метода «Нагрев» - «Ожидание» - «Поиск». Эксперименты проведены в титановой колбе адиабатического калориметра объемом 9,4 $см^3$ с пробами объемом 0,5 $см^3$ при начальном давлении 70 кПа в диапазоне температур от 25 °С до 120 °С.

Концентрации компонентов в модельных растворах составляли, $г/дм^3$:

1) $HNO_3$ до 90, ДТПА до 7, $C_6H_8O_7$ до 1,8, $H_2C_2O_4$ до 40;

2) $HNO_3$ до 315, $H_2C_2O_4$ до 70, $C_6H_8O_6$ до 11.

Поскольку эксперимент в адиабатическом калориметре проходил при постоянном объеме (изохорный процесс) максимальную удельную объемную скорость газовыделения $W_{уд(макс)}$, $мин^{-1}$ рассчитывали по формулам из работы [2].

В ходе нагревания модельных растворов экзотермических участков во всем исследуемом температурном диапазоне обнаружено не было. Максимальные скорости роста давления в колбе, возникающего за счет выделения газов при нагревании рассмотренных растворов, составили 0,68 кПа/мин и 1,94 кПа/мин соответственно. Максимальные удельные объемные скорости газовыделения составили 0,12 $мин^{-1}$ и 0,36 $мин^{-1}$ соответственно.

***Литература***

1. «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)» (НП-016-05) – М.: Минюст, 2006.

2. Дудкин В.А., Старовойтов Н.П., Казаков В.А., Коренев С.В., Глухова А.В., Лызлова Е.В., Тананаев И.Г. Оценка взрывопожаробезопасности сорбционных систем на примере анионита Purolite A500. НАУЧНАЯ СЕССИЯ НИЯУ МИФИ-2026 по направлению «Инновационные ядерные технологии». Сборник научных трудов Всероссийской научно-практической конференции. 03-05 февраля 2026 г. – М.: НИЯУ МИФИ; Снежинск: СФТИ НИЯУ МИФИ, 2026. – 234 с. ISBN 978-5-7262-3228-7.

# ИЗМЕНЕНИЕ ЛОКАЛЬНОЙ СТРУКТУРЫ КАРБИДОВ УРАНА UC И $UC_2$ ПРИ НАГРЕВАНИИ И ДОПИРОВАНИИ ЦЕРИЕМ И ТОРИЕМ

**Зубкова В.В.**

*Московский государственный университет имени М. В. Ломоносова,*
*химический факультет, кафедра радиохимии,*
*119991, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 10, Россия*
*e-mail: vladislava_vit@bk.ru*

Карбиды урана рассматриваются как перспективные компоненты ядерного топлива благодаря высокой плотности делящегося материала и теплопроводности[1]. Однако их высокая химическая активность по отношению к кислороду обусловливает необходимость исследования изменений химического состояния и локального окружения урана при нагревании.

Исходные UC и $UC_2$, а также образцы, допированные Ce и Th, нагревали на воздухе до 500 °C и исследовали методом спектроскопии рентгеновского поглощения (XANES) на $L_3$-крае урана. Для исходных карбидов дополнительно моделировали EXAFS-спектры. В UC первая координационная сфера урана включает шесть атомов углерода при R=2,465 Å, а в $UC_2$ - две группы атомов углерода при R=2,283 и 2,582 Å.

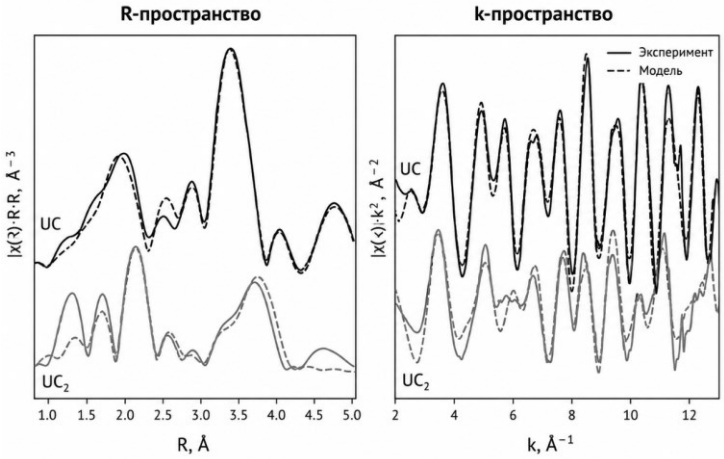



**Рисунок 1.** EXAFS-спектры исходных UC и $UC_2$ в R- и k-пространствах: эксперимент и модель.

Нагревание сопровождалось изменением формы XANES-спектров и смещением края поглощения к более высоким энергиям, наиболее выраженным выше 350 °C для UC и 380 °C для $UC_2$. Это говорит об изменении химического состояния и перестройке локального окружения урана.

При введении Ce и Th положение края поглощения практически не изменяется. Однако можно отметить небольшие изменения интенсивности белой линии и формы посткраевой области XANES-спектров. Это свидетельствует об изменении электронной структуры и локального окружения урана без выраженного изменения формальной степени окисления урана.

***Литература***

1. Годин Ю. Г., Тенишев А. В. Карбидное ядерное топливо. М.: МИФИ, 2007.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда, грант № 25-73-00121.

# ВЛИЯНИЕ УЧЕТА НЕОДНОРОДНОСТИ ФИЛЬТРАЦИОННЫХ СВОЙСТВ НА ПРОГНОЗНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ МИГРАЦИИ ЗАГРЯЗНЕНИЯ

**Камыщева Р.А., Лехов В.А.**

*Московский Государственный Университет им. М. В. Ломоносова, г. Москва,*
*e-mail: kamisheva.raisa@yandex.ru*

Численное моделирование является ключевым инструментом для обоснования безопасности объектов захоронения радиоактивных отходов. В данной работе будет рассмотрено два альтернативных подхода к схематизации геологической среды при моделировании: детерминированный подход с представлением отложений в виде протяженных слоев и стохастический с учетом равновероятных реализаций геофильтрационной неоднородности [1]. Целью работы является оценка влияния схематизации геологической среды на результат прогнозных расчетов.

Для проведения анализа разработаны геофильтрационные и геомиграционные модели размером в плане 1,0 км$^2$ с дискретизацией 10 м и 0,25 м по вертикали. Область моделирования включает искусственные наземные сооружения в виде чаш для временного хранения жидких отходов производств. Послойная схематизация включает 7 слоев: первый и второй водоносные горизонты и составляющие части разделяющего водоупора.

Неоднородная схематизация создана на основании результатов описания детальной геофильтрационной неоднородности с применением «двухфациальной» модели. Гидрофации с преобладающей глинистой фракцией присвоен коэффициент фильтрации, равный среднему ее распределения – $1{,}1 \cdot 10^{-4}$ м/сут. Для хорошо проницаемых отложений учитывалась пространственная изменчивость в процессе стохастического моделирования поля неоднородности. Верификация модели проводилась путем совместной геофильтрационной и геомиграционной калибрации параметров проницаемости слоев модели, элементов инженерных барьеров и величины инфильтрационного питания. Моделирование осуществлялось с использованием кодов MODFLOW-2005 и MT3DMS. Оптимизация параметров осуществлялась в ПО «MOUSE» [2]. Таким образом было разработано 11 вариантов геомиграционных моделей для выполнения прогнозов.

Прогнозное моделирование осуществлялось на срок 200 лет, каждая из моделей решалась в двух постановках с двумя вариантами коэффициента фильтрации планируемого вертикального барьера. Результаты показали существенную разницу в массовом балансе взаимодействия хранилищ с подземными водами при моделировании с использованием моделей с альтернативным представлением геологической среды. Прогнозное моделирование миграции нейтрального вещества на срок 200 лет показало зависимость доли модельных блоков с концентрацией более 45 мг/л от схематизации геологической среды: при слоистой схематизации этот параметр меньше аналогичного для неоднородной модели до ~ 20 % в зависимости от конфигурации барьера. Влияние проницаемости барьера на количество поступившего за прогнозный срок в модель загрязнения выявлено только в случае неоднородной схематизации. Также показано, что учет неоднородности среды существенно меняет результаты прогнозного моделирования: область хранилища покидает на 30 % большая доля концентрации за 200 лет.

***Литература***

1. Appelo, C. A. J., and Postma, D., Geochemistry, Groundwater and Pollution, Rotterdam: Balkema, 1993.
2. Svitelman V., Saveleva E., Lebedev A., Kiselev G., Nuzhny A., Rukavichnikova A., Kolodin E. MOUSE software package: challenges and experience of fitting uncertainty management into long-term safety assessment puzzle // Nuclear Engineering and Technology. 2025. Vol. 57, No. 10. 103721.

Исследование выполнено при поддержке гранта Российского научного фонда № 24–77-00068.

# 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*

Одной из ключевых проблем переработки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) АЭС остаётся очистка от радионуклидов, связанных с частицами размером менее 10 мкм. К данной фракции относятся микровзвеси, а также истинные и псевдоколлоиды, которые не улавливаются традиционными механическими методами фильтрации.

Для решения этой задачи применяются мембранные технологии, классифицируемые по размеру пор: микрофильтрация (до 0,1 мкм), ультрафильтрация (0,1–0,01 мкм) и нанофильтрация (0,01–0,001 мкм). Несмотря на то, что нанофильтрация (НФ) пока редко используется в практике обращения с ЖРО, именно этот метод обладает наибольшим потенциалом.

Преимущество НФ-мембран определяется двумя факторами: минимальным размером пор и наличием поверхностного заряда. Последний вносит в механизм задержания электростатическую составляющую, что позволяет эффективно извлекать радионуклиды не только в нерастворимой форме, 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/дм$^3$ и суммарной активностью около $10^4$ Бк/дм$^3$. Основным показателем процесса мембранного разделения является задерживающая способность (R), %:

$$R = (1 - \frac{C_{оч}}{C_0}) \times 100\ \%,$$

где $C_0$, 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 | ∑γ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 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.

# ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАВНОВЕСНЫХ ЭКСТРАКЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ ДЛЯ Ni(II), Co(II), Cu(II) В ГЕТЕРОГЕННОЙ СИСТЕМЕ С ФОСФОРСОДЕРЖАЩИМ ЛИГАНДОМ

**Кокшаров Н.Р.,[а] Конопкина Е.А.,[а] Фоминых А.Ю.,[а,б] Матвеев П.И.[а,б]**

*[а]Московский Государственный Университет им. М.В. Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы, д.1,*
*[б] Институт физической химии и электрохимии им. А. Н. Фрумкина Российской академии наук, Ленинский проспект, д. 31, корп. 4, Москва, 119071, Россия*
*e-mail: nikita.koksharov@chemistry.msu.ru*

Необходимость переработки аккумуляторных батарей с выделением кобальта, никеля и меди обусловлена как экологическими, так и экономическими факторами. Наиболее привлекательным методом для разделения катионов со схожими химическими свойствами является жидкостная экстракция.

Перспективным классом соединений для выделения указанных катионов методом жидкостной экстракции являются дифосфониевые основания (**Рисунок 1**). [1]

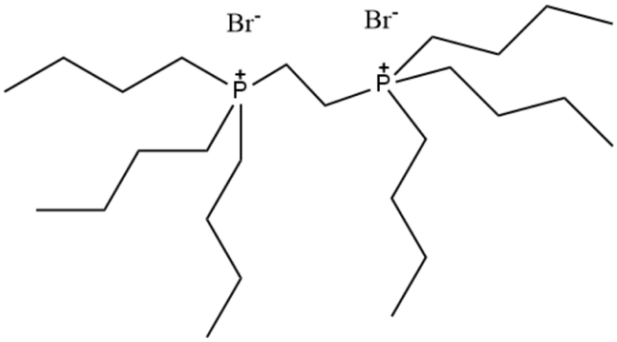



**Рисунок 1.** Структурная формула этан-1,2-диилбис(триоктилфосфония) бромид ($L^{2+}[2Br]^{2-}$)

В ходе работы определены кинетические параметры экстракции Ni(II), Cu(II), Co(II) в системе (0,2М $CuCl_2$ в 3М HCl, 0,3М $L^{2+}[2Br]^{2-}$ в тетралине), равновесие достигается в течение 2 минут. Сделан вывод об отсутствии экстракции Ni(II) рассмотренным экстрагентом. Оптимальные условия экстракции – 3М HCl (D(Cu) = 25,2 ± 1,8; D(Co) = 3,2 ± 0,2; SF(Cu/Co) = 7,8 ± 0,8), реэкстракции –5М $H_2SO_4$ (SF(Cu/Co) = 32,3). Показано, что состав образующихся при экстракции комплексов: $(L^{2+}[MeCl_4]^{2-}/L^{2+}[MeCl_2Br]^{-}Br^{-})$. Оценена возможность многократного использования экстрагента – постоянство значений D(Co) при трехкратном цикле экстракции/реэкстракции с использованием 3М $H_2SO_4$ свидетельствует об устойчивости системы. Рассмотрено использование модифицированного экстрагента (этан-1,2-диилбис(триоктилфосфония) хлорида) при экстракции Co(II) – полученный вид зависимости D(Co) от c(HCl) свидетельствует о схожести химических свойств исходного и модифицированного экстрагентов.

***Литература***

1. Fominykh A. Yu. и др. Diphosphonic ionic liquids as anion-exchangers for palladium(II) and platinum(IV): Synthesis, complexation and selective extraction from hydrochloric solutions // J. Environ. Chem. Eng. 2024. Т. 12, № 6. С. 114184.

Работа выполнена при поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (соглашение о предоставлении гранта № 075-15-2025-583).

# РАСТВОРЕНИЕ НАНОЧАСТИЦ $CeO_2$ И $PuO_2$ В МОДЕЛЬНЫХ ЛЁГОЧНЫХ ЖИДКОСТЯХ

**Коновалова К.Э., Плахова Т.В., Романчук А.Ю., Калмыков С.Н.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, 119991, Москва, ГСП-1, Ленинские горы, д. 1, стр. 3, химический факультет*
*e-mail: k.konovalova04@mail.ru*

Диоксид плутония является важной частью атомной промышленности, будучи компонентом МОКС-топлива. Несмотря на постоянное совершенствование технологий и средств защиты на производстве, сохраняется вероятность ингаляционного поступления наночастиц $PuO_2$ в организм человека. Попадая в лёгкие, частицы взаимодействуют с различными многокомпонентными средами отличными по составу, значениям pH и Eh [1]. Последующее растворение и поведение $PuO_2$ в организме осложнено разнообразием степеней окисления и химических форм плутония. Систематические исследования поведения $PuO_2$ в модельных легочных жидкостях остаются неполными ввиду отсутствия стандартизации их составов, что осложняет предсказание поведения этого вещества *in vivo*. Целью работы является изучение процессов растворения наночастиц диоксида плутония и его химического аналога диоксида церия в модельных растворах лёгочных жидкостей (фаголизосомная жидкость (PSF) и раствор Гэмбла), а также установление физико-химических форм плутония в данных средах.

Наночастицы $PuO_2$ были получены гидролизом из азотнокислого раствора, а затем помещены в раствор Гэмбла и растворы PSF с различными значениями pH. Концентрация растворенного плутония измерялась методом ЖСС, физико-химические формы плутония в растворе определялись методом экстракции. Также была охарактеризована твёрдая фаза методами РФА, РЭМ и РСМА. Полученные результаты также сравнили с аналогичными экспериментами в растворе 0,01 M $NaClO_4$ и фосфатных буферных растворах. Наночастицы $CeO_2$ были получены осаждением аммиаком $(NH_4)_2Ce(NO_3)_6$ с добавлением аликвоты раствора радиоактивного $^{139}Ce$. Концентрация растворённого церия определялась методом гамма-спектрометрии.

В результате исследования был обнаружен схожий характер кинетики растворения наночастиц $PuO_2$ в растворах PSF и Гэмбла, но со значительно меньшей равновесной концентрацией плутония в последнем. Также были выявлены различные кинетические закономерности растворения наночастиц $PuO_2$ в PSF по сравнению с $NaClO_4$, а также установлена pH-зависимость растворения $PuO_2$ в растворе PSF (pH=3-5.2). При этом доминирующей степенью окисления плутония в растворе над осадком в случае PSF оказалась Pu(IV), а в случае $NaClO_4$ - Pu(V). Совокупностью методов исследования и сравнением с системами с меньшим числом компонентов присутствие фосфат-иона было выделено как решающий фактор в изменении механизма растворения и растворимости. По результатам работы предполагается возможное образование малорастворимого фосфатного соединения плутония на поверхности частиц, а также образование растворимых фосфатных комплексов с плутонием.

***Литература***

1. Innes E. et al. Simulated biological fluids–a systematic review of their biological relevance and use in relation to inhalation toxicology of particles and fibres //Critical Reviews in Toxicology. – 2021. – Т. 51. – №. 3. – С. 217-248.

# СПОСОБЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ АКТИВНОСТИ Ac-227 В НЕРАВНОВЕСНЫХ ПРОБАХ

**Космычёв А.С., Семенищев В.С., Гурбанов М.Э. Буньков Г.М.**

*Уральский Федеральный Университет имени Первого Президента России Б.Н. Ельцина, 620062, Екатеринбург Россия*
*e-mail: a.kosmychev@mail.ru*

Ввиду отсутствия универсальной терапевтической стратегии в отношении злокачественных новообразований радиофармацевтические препараты (РФП) приобретают всё более значимую роль в клинической онкологии. Одним из таких средств является Xofigo ($^{223}RaCl_2$), применяемый для паллиативного лечения пациентов с костными метастазами при кастрационно-резистентном раке предстательной железы. $^{223}$Ra получают в генераторных системах на основе изотопа $^{227}$Ac. Получение $^{227}$Ac возможно двумя способами: нейтронным облучением $^{226}$Ra либо выделением природного $^{227}$Ac из урансодержащих руд. Работа с актинием требует развитой аналитической базы, однако ключевая проблема заключается в определении активности $^{227}$Ac, что обусловлено его характеристиками. Данный нуклид представляет собой практически чистый бета-излучатель с максимальной энергией β-частиц 45 кэВ и низким выходом гамма-квантов, что затрудняет прямые измерения $^{227}$Ac.

Нами было рассмотрено несколько способов определения $^{227}$Ac. Так была проведена калибровка жидкостно-сцинтилляционного спектрометра (ЖСС) по $^{227}$Ac, $^{227}$Th и $^{223}$Ra и проведены эксперименты по количественному определению $^{227}$Ac.

Также была изучена возможность использования масс-спектрометрии, которая характеризуется практически полным отсутствием спектральных помех для $^{227}$Ac, кроме дочернего $^{227}$Th (вклад для равновесных проб – 0,236% от массы $^{227}$Ac). Было экспериментально показано, что с помощью ICP-MS можно добиться предела обнаружения от 500 – 1000 Бк/л в зависимости от необходимости разбавления пробы.

Однако, наиболее распространённым методом определения активности $^{227}$Ac является косвенное измерение $^{227}$Ac по его дочерним продуктам распада – $^{227}$Th и $^{223}$Ra. Основная проблема — необходимость выдержки до равновесия в течение 4 – 6 месяцев. Для ускорения определения активности $^{227}$Ac нами была создана программа, для аппроксимации экспериментальных кривых накопления активности $^{223}$Ra в пробе по формуле Бейтмана, которая позволяет рассчитать активность $^{227}$Ac в пробе, не дожидаясь его равновесия с дочерними радионуклидами за время порядка 10 – 15 сут при ежедневных измерениях пробы, при этом погрешность не превышает 5% (рис. 1).

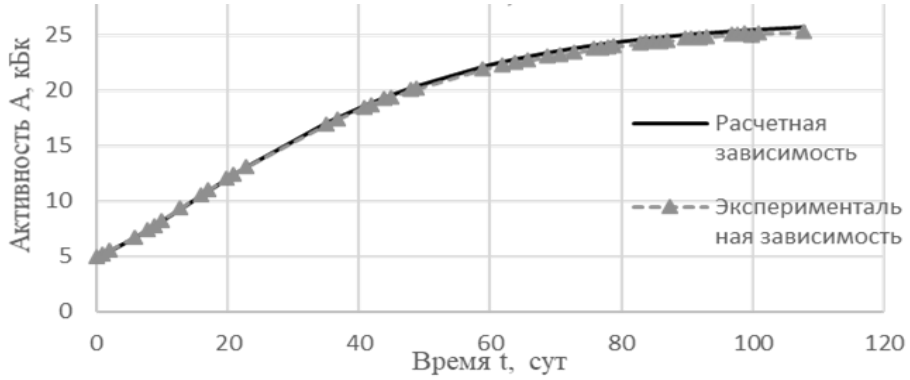



**Рисунок 1** – Сравнение активности экспериментальной и расчетной зависимости ($^{223}$Ra, 115кэВ, 8 точек)

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-23-01267, https://rscf.ru/project/25-23-01267/

# КООРДИНАЦИЯ И ЭКСТРАКЦИЯ ЧЕТЫРЕХВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ ДИАМИДОМ БИПИРИДИН-ДИКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ

**Крот А.Д., Герасимов М.А., Борисова Н.Е., Матвеев П.И.**

*Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова,*
*119991, Москва, Ленинские горы 1-3,*
*e-mail: anna.d.krot@gmail.com*

Переработка отработавшего ядерного топлива является одной из основных задач при создании безопасной, эффективной и устойчивой двухкомпонентной ядерно-энергетической системы. В рамках стратегий замкнутого ядерного топливного цикла переработка позволяет извлекать делящиеся материалы (U, Pu) для повторного изготовления топлива, а в расширенных вариантах цикла – селективно выделять минорные актиниды (MA: Np, Am, Cm) из высокоактивных отходов для их трансмутации.

Движущей силой экстракционного разделения при переносе ионов металлов в органическую фазу является образование комплекса металл-лиганд. Поэтому, особое внимание при разработке новых эффективных экстракционных систем уделяется фундаментальным параметрам взаимодействия ионов металлов с молекулой экстрагента.

В данной работе представлено систематическое исследование комплексообразования и экстракционных свойств тетрадентатного N-гетероциклического экстрагента (4EtDABipy) по отношению к ряду четырехвалентных актинидов от тория до плутония (исключая протактиний) [1].

Методом рентгеноструктурного анализа установлено строение комплексов $[(^{4Et}DABipy)An(NO_3)_4]$ (An = Th, U, Np, Pu). Для соединений Np(IV) и Pu(IV) со смешанным N,O-донорным окружением и координационным числом 12 структурные данные получены впервые. Межатомные расстояния в первой координационной сфере актинида демонстрируют монотонное снижение вдоль ряда актинидов от тория к плутонию, при этом наиболее существенное изменение наблюдается при переходе от Th к U, тогда как различия между U, Np и Pu находятся в пределах 0.01 Å.

Спектроскопические исследования органических фаз после экстракции методами спектрофотометрии и $^1$H-ЯМР подтверждают перенос в органическую фазу сольватов, структурно идентичных полученным кристаллическим соединениям, $[(^{4Et}DABipy)An(NO_3)_4]$.

Несмотря на близость структурных и электронных характеристик комплексов, в экспериментах по жидкостной экстракции выявлено снижение эффективности извлечения в ряду U(IV) > Np(IV) > Pu(IV). Кроме того, существует выраженная зависимость коэффициента распределения для данного иона An(IV) от времени. Полученный для данной системы фактор разделения пары U(VI)/Pu(IV) равен 22,6 при экстракции из 0,5 М азотной кислоты.

Таким образом, показано, что значительная химическая селективность может возникать даже при практически идентичных структурных и электронных характеристиках комплексов U(IV), Np(IV) и Pu(IV). Полученные результаты свидетельствуют, что периодические закономерности в химии актинидов и их разделении определяются не только геометрией координационного окружения и характером связей металл-лиганд, но и совокупностью тонких размерных эффектов, особенностей комплексообразования в водных растворах, а также термодинамических и кинетических факторов.

***Литература***

1. Krot A.D., Gerasimov M.A., Borisova N.E., Ivanov D.M., Subbotina M.R., Kalle P., Sharov V.E., Sivolap A.A., Grigoriev M.S., Evsiunina M.V., Smirnova A.A., Fedoseev A.M., Matveev P.I. *Inorganic Chemistry Frontiers*, 2026, **13**, 5509.

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

# ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ЦЕМЕНТИРОВАНИЯ ДЛЯ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ГРАФИТОВОЙ КРОШКИ ОТ ВОССТАНОВЛЕНИЯ РЕСУРСА КЛАДКИ РБМК

**Кублинский М.К., Гладких М.В.**

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет, 634050, kublinskiy2@gmail.com*

В процессе эксплуатации уран-графитовых реакторов (УГР) всех типов образуются радиоактивные отходы в виде графитовой крошки. На промышленных УГР объёмы таких отходов сравнительно невелики, и ранее их без дополнительной обработки направляли в хранилища твёрдых отходов или технологические шахты. Однако на энергоблоках АЭС с реакторами РБМК-1000 ситуация иная: здесь объёмы крошки значительно выше. Основные источники — восстановление геометрических характеристик графитовых блоков при замене технологических каналов, а также работы по восстановлению ресурсных характеристик (ВРХ) графитовой кладки, выполняемые на завершающем этапе эксплуатации (свыше 40 лет). Наибольший вклад дают именно операции ВРХ, сопровождающиеся фрезеровкой больших поверхностей. Небольшую долю составляют также аварийные ситуации, при которых высверливаются отдельные участки колонн [1–3].

В настоящее время образующаяся крошка затаривается в стандартные контейнеры и размещается на временное хранение в ПХРАО на территории АЭС, что требует значительных площадей и не решает проблему долгосрочной изоляции отходов.

Перспективным решением может стать адаптация технологии иммобилизации, разработанной в Национальном ядерном центре Республики Казахстан для облучённого высокообогащённого уран-графитового топлива исследовательского реактора. Предложенный метод включает понижающее разбавление топлива обеднённым ураном с последующей инкапсуляцией в портландцементную матрицу. Полномасштабные эксперименты подтвердили высокую равномерность распределения урана в цементном блоке [4].

Учитывая схожесть физико-химических свойств графитовой крошки и матричных материалов, предлагается применить аналогичный подход для кондиционирования крошки, образующейся при ВРХ на РБМК. Это позволит перевести отходы в монолитную, экологически безопасную форму, пригодную для долговременного хранения или захоронения, и снизить нагрузку на окружающую среду.

***Литература***

1. Отчет Обоснование ядерной безопасности реактора энергоблока №1 Ленинградской АЭС после его окончательного останова и выгрузки ТВС (этап 2 договора № 663989/9/242422-Д/ЗКД/210/359-23), НИЦ «Курчатовский институт», Инв. №110.3-14/23-62, 2023 г.

2. Отчет по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования для вывода из эксплуатации блока № 1 Ленинградской АЭС. АО «ВНИИАЭС». Глава II. Книга 4. ЛАЭС.В.ПП.0. С194-ОТКИРО1-02.04, инв. №48456, 2022 г

3. «Канальный ядерный энергетический реактор РБМК». Москва, Издательство «ГУП НИКИЭТ», 2006 г.

4. Samarkhanov K.K., Baklanova Yu.Yu., Bukina O.S., Baklanov V.V., Koyanbayev E.T., Kukushkin I.M., Bolshinsky I.M., Bateman K.J. Development of the technological process for the IGR reactor's highly-enriched irradiated uranium-graphite fuel immobilization // Journal of Nuclear Materials. – 2025. – Vol. 589. – Art. 154855. – DOI: 10.1016/j.jnucmat.2025.154855.

# О ПЕРСПЕКТИВАХ ПРИМЕНЕНИЯ МЯГКИХ УПАКОВОК ДЛЯ ФИНАЛЬНОЙ ИЗОЛЯЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НИЗКОЙ АКТИВНОСТИ

**Кублинский М.К., Гладких М.В.**

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет, 634050, kublinskiy2@gmail.com*

В практике обращения с радиоактивными отходами (РАО), возникающими при эксплуатации радиационно-опасных объектов, применяется широкий ассортимент упаковочных решений [1]. Традиционные жёсткие конструкции — бетонные и тонкостенные металлические контейнеры — активно используются как в России, так и за рубежом. Однако зарубежный опыт показывает, что для хранения и захоронения низко- и среднеактивных отходов всё чаще применяются альтернативные варианты: многоцелевые толстостенные металлические (для высокоактивных отходов), композитные с наполнителем в стенках и лёгкие гибкие упаковки. Особого внимания заслуживают мягкие контейнеры из сверхпрочных геотекстильных материалов, например, продукция американской компании PacTec [2].

Производители упаковки для промышленных отходов, в том числе PacTec, активно развивают гибкие линейки, отличающиеся высокой надёжностью и универсальностью. Такие изделия востребованы в строительстве, при рекультивации земель и реконструкции объектов. В частности, упаковка LiftPac предназначена для сыпучих материалов и успешно заменяет жёсткую тару благодаря адаптивности к разным типам и объёмам отходов (грунт, щебень, строительный мусор). Она производится из тканого или нетканого полипропилена, в сложенном виде занимает минимум места при транспортировке, обладает высокой прочностью на разрыв, оснащается замком-молнией для дополнительной герметизации и имеет цельносварную конструкцию для удобства эксплуатации. Гибкая упаковка не только упрощает логистику, но и снижает экологическую нагрузку [3].

Для РАО 4-го класса, удельная активность которых не превышает 10 000 Бк/г, применение тяжёлых бетонных контейнеров типа НЗК экономически и технически неоправданно. В этом диапазоне активностей гораздо более привлекательными выглядят гибкие упаковочные решения, которые по совокупности стоимостных и эксплуатационных характеристик превосходят тонкостенные металлические аналоги. Однако внедрение таких систем требует тщательной оценки возможных рисков и ограничений, связанных с механической прочностью, долговременной устойчивостью и условиями захоронения.

***Литература***

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

# ВЛИЯНИЕ МЕЖСЛОЕВОГО КАТИОНА НА СТРУКТУРУ И СВОЙСТВА ДВОЙНЫХ КАРБОНАТОВ ПЯТИВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ

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

*Московский Государственный Университет имени М.В.Ломоносова,*
*Москва, Россия*
*kyznastya@mail.ru*

Изучение физико-химических форм актинидов в условиях, моделирующих окружающую среду, является ключевым фактором для оценки безопасности захоронения радиоактивных отходов. Поведение и подвижность актинидов во многом определяются их степенью окисления, а также структурой и растворимостью соединений, которые они могут образовывать с распространёнными в природных водах анионами и катионами. В представленной работе установлены условия формирования, кристаллическая структура и растворимость двойных карбонатов Np(V) и Pu(V) с катионами $Na^+$, $K^+$, $Mg^{2+}$, $Ca^{2+}$, а также $Cs^+$, $Sr^{2+}$ и $Ba^{2+}$.

Для получения соединений двойных карбонатов пятивалентных актинидов было предложено два метода синтеза: химическое осаждение из раствора или ионный обмен, при котором один межслоевой катион в твёрдой фазе заменяется на другой с образованием новой, более термодинамически стабильной фазы. Важно отметить, что выбранный метод синтеза влияет на конечную структуру и кристалличность двойного карбоната. Например, для $Mg_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$ и $Ca_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$ показано, что ионный обмен и прямое осаждение из раствора могут приводить к продуктам с различными кристаллическими решётками. Для получения соединений двойных карбонатов пятивалентного плутония был предложен метод медленного осаждения из раствора Pu(VI), позволивший получить кристаллы $KPuO_2CO_3$ гексагональной структуры, а также впервые синтезировать фазу $Mg_{0,5}PuO_2CO_3 \cdot xH_2O$ с морфологией отдельных гексагональных пластин.

Показано, что структура слоистых двойных карбонатов пятивалентных актинидов зависит от степени окисления, размера и эффективного заряда межслоевого катиона. Для катионов с малым ионным радиусом (менее 1 Å: $Na^+$, $Ca^{2+}$, $Mg^{2+}$) наблюдается ромбический мотив слоя $[AnO_2CO_3]_n^{n-}$, подробно описанный на примере структуры $NaNpO_2CO_3 \cdot 3H_2O$ [1]. Для катионов с большим радиусом ($K^+$, $NH_4^+$) характерен гексагональный мотив, что подтверждено для соединений $KAnO_2CO_3$ (An = Np, Pu) [1, 2]. При дальнейшем увеличении размера одновалентного катиона до $Cs^+$ слоистая структура двойного карбоната Np(V) начинает разрушаться, что приводит к образованию низкокристаллических фаз. Для двухвалентных катионов $Sr^{2+}$ и $Ba^{2+}$, полученных ионным обменом из $NaNpO_2CO_3 \cdot 3H_2O$, сохраняется ромбическая слоистая структура, аналогичная $Mg_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$.

В работе определены произведения растворимости для наиболее стабильных фаз: $lgK°sp$ ($Mg_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$) = −15,9, $lgK°sp$ ($Ca_{0,5}NpO_2CO_3 \cdot xH_2O$) = −15,4 и $lgK°sp$ ($KPuO_2CO_3$) = −16,53 [3]. Установлено, что двойные карбонаты с гексагональной структурой слоя ($KAnO_2CO_3$) обладают наибольшей термодинамической стабильностью.

***Литература***

1. Kuzenkova A.S. et al., Inorganic Chemistry, 2023, 62, 51
2. Kuzenkova A.S. et al., ENVIRONMENTAL SCIENCE-NANO, 2024, 11
3. Kuzenkova A.S. et al., Dalton Transactions, 2025, 54, 44

# МОБИЛЬНОСТЬ УРАНА В ВУЛКАНИТАХ СТРЕЛЬЦОВСКОГО РУДНОГО ПОЛЯ (МЕСТОРОЖДЕНИЯ: НОВОГОДНЕЕ, ТУЛУКУЕВСКОЕ, КРАСНЫЙ КАМЕНЬ)

**Кутепова М.Ю., Власова И.Э., Полякова Т.Р.**

*Московский государственный университет им. М. В. Ломоносова,*
*Москва, Западный административный округ, район Раменки,*
*территория Ленинские Горы, 1, Россия*
*cutepowamary@yandex.ru*

Стрельцовское рудное поле (СРП) обладает запасами урана и разрабатывается для нужд ядерной промышленности. В данной работе исследуются вулканиты месторождений Новогоднее, Тулукуевское и Красный Камень, локализованных в Мезозойском вулканогенно-осадочном чехле. Среди анализируемых образцов есть вулканические стекла (обсидиан-перлит, высоко-Si стекло) и кислые стекловатые (витрофировые) вулканиты (игнимбриты, риолиты).

Уран-содержащие вулканические стекла СРП мелового возраста (около 135 млн лет) рассматриваются некоторыми исследователями как аналог остеклованных радиоактивных отходов, а вулканиты СРП – как аналог кристаллических матриц радиоактивных отходов. В связи с этим исследование вулканических пород СРП обретает дополнительную мотивацию. Первым шагом в решении этих задач является установление зависимости состава выщелатов от условий выщелачивания, формы нахождения и миграции урана в месторождении (рис. 1).

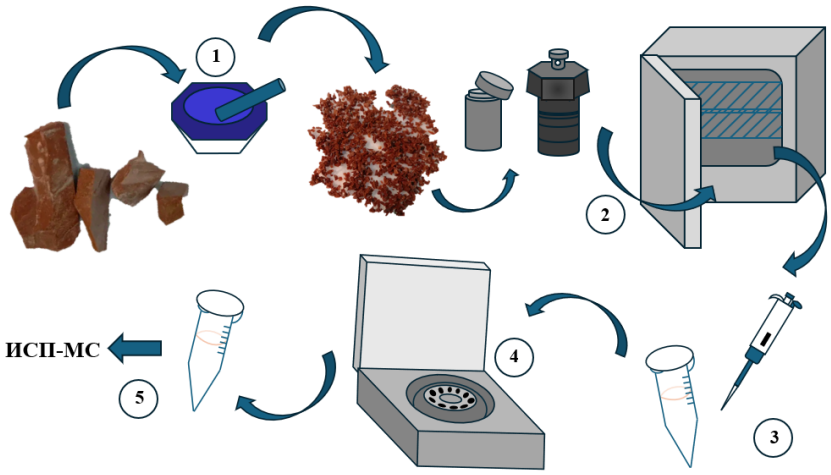



**Рисунок 1.** Схема эксперимента по выщелачиванию: 1 – измельчение образцов, 2 – тавтоклавирование при температуре 150℃, 3 – отбор пробы из емкости для автоклавирования, 4 – центрифугирование, 5 – отбор гомогенной фазы для анализа с помощью ИСП-МС.

Ожидается, что сопоставление кинетических кривых выщелачивания для разных образцов пород и растворов позволит определить доминирующий механизм переноса и переотложения U в гидротермальных условиях СРП, а том числе в виде гелей, а также установить пределы иммобилизации U и РЗЭ, как индикаторов разрушения стекловатой матрицы.

Работа выполнялась при поддержке РНФ, грант номер 25-73-00121

# ИССЛЕДОВАНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ДВОЙНЫХ СОЛЕЙ Ce(IV) И Pu(IV) СОСТАВА $NaM_2(PO_4)_3$ И $Na_2M(PO_4)_2$

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

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

Развитие атомной энергетики требует надёжных решений в области обращения с радиоактивными отходами (РАО). Благодаря высокой стабильности и низкой растворимости фосфатные материалы рассматриваются как перспективные матрицы для долговременной иммобилизации РАО. Среди актинидов особое внимание уделяется плутонию, однако работа с ним осложнена его высокой радиотоксичностью, поэтому в качестве его нерадиоактивного аналога для модельных исследований используется церий. Данные о фосфатах плутония и церия фрагментарны, и для прогнозирования миграционного поведения плутония необходима информация о составе, структурных изменениях и произведениях растворимости (Ksp) фосфатов Ce(IV).

Целью данной работы стало определение произведения растворимости двойных фосфатов состава $NaM_2(PO_4)_3$ и $Na_2M(PO_4)_2$ (M=Ce(IV), Pu(IV)). Для синтеза фосфатов наночастицы $CeO_2$ и $PuO_2$ были подвергнуты гидротермальной (ГТ) обработке в 1 М Na-$PO_4$ буферных растворах при pH = 4,4 и pH = 7,7 и T=200°C. Растворимость полученных фаз двойных Na-M(IV) фосфатов была исследована в режиме недонасыщения в 0,01 М Na-$PO_4$ буферах при pH=5-9. Концентрация Ce и P в растворах контролировалась с использованием метода масс-спектрометрии с индуктивно связанной плазмой (ИСП-МС), концентрация Pu контролировалась при помощи метода жидкостно-сцинтилляционной спектрометрии (ЖСС). До и после растворения образцы были охарактеризованы методами рентгеновской дифракции (РД), растровой и просвечивающей электронной микроскопии (РЭМ, ПЭМ), спектроскопии комбинационного рассеяния и рентгеновского поглощения (XANES). Для определения физико-химических форм Pu в растворах использовался метод спектрофотометрии.

Установлено, что все исследованные твёрдые фазы обладают различной растворимостью. Наибольшей стабильностью обладает фаза $NaCe_2(PO_4)_3$, её растворимость зависит от значения pH, и концентрация церия в растворах меняется от $5\cdot10^{-6}$ до $9\cdot10^{-8}$ М в диапазоне pH=5–9. Соединения $Na_2Ce(PO_4)_2$ и $Na_2Pu(PO_4)_2$, несмотря на одинаковую структуру, обладают различной растворимостью: концентрации Ce и Pu в диапазоне pH=5-9 остаются постоянными на уровне $10^{-4}$ и $10^{-7}$ М соответственно. На основании полученных экспериментальных данных было проведено термодинамическое моделирование процесса растворения фаз Na-Ce(IV) фосфатов и определены их произведения растворимости: $lgK_{sp}^0(NaCe_2(PO_4)_3)$ = -82,7±3,5 и $lgK_{sp}^0(Na_2Ce(PO_4)_2)$ = -46,1±1,1. Полученные значения хорошо согласуются с данными по исследованию растворимости данных соединений в среде 0,01М $NaClO_4$ [1].

***Литература***

1. Listova A. L. et al. Comprehensive Dissolution Study on Two Double Ce (IV) Phosphates with Evidence of Secondary CeO2 Nanoparticle Formation // Molecules. 2025. Т. 30. №. 10.

# МОДЕЛИРОВАНИЕ КАРБОКСИМЕТИЛЦЕЛЛЮЛОЗЫ И ЕЁ КОМПЛЕКСА С ИОНАМИ МЕДИ(2+) МЕТОДАМИ МОЛЕКУЛЯРНОЙ ДИНАМИКИ

**Львов А.П., Карпов К.В.**

*Химический факультет МГУ им. М.В. Ломоносова,*
*119991, г. Москва, Ленинские горы, д. 1, с. 3*
*e-mail: artem.lv0v@mail.ru*

Полимерные матрицы, способные к селективному и устойчивому связыванию катионов поливалентных металлов, представляют интерес не только для биомедицинских приложений [1], но и как модельные объекты для отработки методов характеризации иммобилизационных и сорбционных материалов, в том числе применительно к удержанию радионуклидов. Экспериментальная оценка таких систем на молекулярном уровне затруднена, поэтому актуально применение молекулярной динамики (МД), дающей детальную информацию о конформационном поведении цепи и характере координации ионов.

В работе методом атомистической МД исследовано связывание катионов $Cu^{2+}$ карбоксиметилцеллюлозой (КМЦ) в водно-солевом растворе. Построены и параметризованы две системы: КМЦ/$H_2O$/NaCl и КМЦ/$H_2O$/NaCl/$CuCl_2$ и выполнено последовательное NPT- (40 нс) и NVT-моделирование (100 нс) в пакете AMBER [2]. Анализ траекторий проводился с применением cpptraj и OVITO.

Показано, что в отсутствие ионов меди КМЦ сохраняет вытянутую конформацию статистического клубка с высокой конформационной подвижностью. Введение $Cu^{2+}$ приводит к переходу цепи в компактную глобулярную конформацию: радиус инерции молекулы КМЦ снижается на 39% (до 22 ± 2 Å). На радиальной функции распределения (RDF) $Cu^{2+}$–КМЦ зафиксирован острый пик при 2,25 Å, отвечающий координационной связи иона меди с атомами кислорода карбоксильной группы, что свидетельствует об устойчивом связывании металла матрицей на всём времени моделирования.

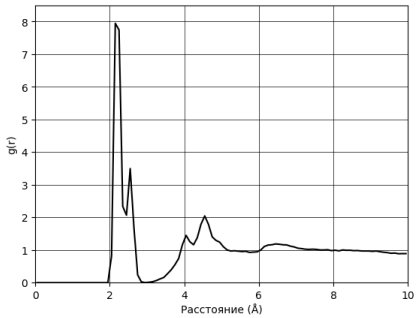



**Рисунок 1.** RDF $Cu^{2+}$ и молекулы КМЦ для системы КМЦ/$H_2O$/NaCl/$CuCl_2$

Предложенный метод может служить инструментом характеризации связывания полимерных матриц с катионами металлов на атомном уровне независимо от назначения материала. Устойчивое координационное связывание карбоксилатными группами КМЦ указывает на применимость подобных полисахаридных систем как модельных объектов при разработке и оценке полимерных материалов для удержания катионов поливалентных металлов.

***Литература***

1. Orlova M.A., Spiridonov V.V., Orlov A.P., Zolotova N.S., Lupatov A.Ya., Trofimova T.P., Kalmykov S.N., Yaroslavov A.A., *Colloids and Surfaces A: Physicochemical and Engineering Aspects*, 2022, **632**, 127814.
2. He X., Man V.H., Yang W., Lee T.S., *The Journal of chemical physics*, 2020, **153(11)**, 114502.

# СОЗДАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ЛЕНГМЮРОВСКИХ МОНОСЛОЁВ И ТОНКИХ ПЛЁНОК НА ОСНОВЕ СОЕДИНЕНИЙ С РЕДКИМИ ЭЛЕМЕНТАМИ

**Марков А.Р.**

*РТУ МИРЭА, Институт тонких химических технологий имени М.В. Ломоносова*
*119571, Москва, проспект Вернадского, 86*
*e-mail: markovalexandr2003@gmail.com*

Металлоорганические каркасы (МОК) с регулируемыми размерами пор и химическим строением [1] рассматриваются как компоненты сорбционных и сенсорных покрытий. Переход от порошка к тонкой плёнке требует подбора условий распределения частиц на межфазной границе. Для этого необходимо изучить поведение МОК в присутствии плёнкообразующего вещества. Целью работы было исследование влияния Ga-NDC, Mur-19 (UiO-66-NDC) и SNNU-63 на формирование и сжатие ленгмюровских монослоёв стеариновой кислоты (StAc) как этапа получения тонкоплёночных покрытий.

Использовали раствор StAc в хлороформе с концентрацией 1 мг/мл и добавками МОК 1 масс. %; для Ga-NDC дополнительно исследовали содержание 5 и 10 масс. %. Смеси обрабатывали в ультразвуковой ванне в течение 60 мин и наносили микрошприцем на очищенную поверхность водной субфазы. После выдержки 10 мин для улетучивания растворителя слой сжимали подвижными барьерами ванны KSV Minitrough (KSV 2000 System 1). Поверхностное давление π измеряли пластиной Вильгельми и регистрировали его зависимость от площади на молекулу A. Контролем служила изотерма StAc без добавки МОК. Сопоставляли участки роста давления, максимальные значения π и область коллапса.

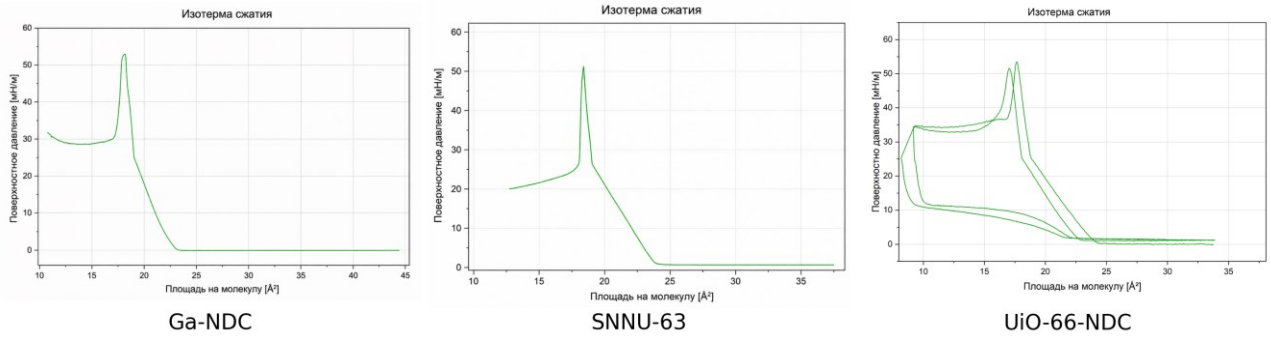



Рисунок 1. Изотермы систем StAc–МОК при содержании МОК 1 масс. %.

Для трёх систем с 1 масс. % МОК сохранялась последовательность участков, характерная для StAc: область низкого поверхностного давления, его резкий рост при сжатии и переход к коллапсу (рис. 1). Максимальное давление составляло около 50–55 мН/м. При увеличении содержания Ga-NDC до 5 и 10 масс. % общий характер изотерм также сохранялся; максимумы давления достигали соответственно 55–60 и около 55 мН/м. В цикле сжатия–растяжения системы с 5 масс. % Ga-NDC наблюдался гистерезис. Таким образом, в исследованном диапазоне составов основную форму изотермы определяло поведение StAc.

Отдельным контрольным опытом установлено влияние условий приготовления растворов: контакт хлороформного раствора StAc с пластиковой посудой изменял изотерму и без добавки МОК. Поэтому такие изменения исключали из оценки влияния каркасов. Проведённое сравнение позволило охарактеризовать сжатие систем StAc–МОК и обосновать контроль материала посуды при подборе условий получения тонких плёнок.

***Литература***

1. Eddaoudi M. et al. Science. 2002. Vol. 295. P. 469–472. DOI: 10.1126/science.1067208.

# ЧТО ОПРЕДЕЛЯЕТ СОРБЦИЮ Sr(II) НА БЕНТОНИТОВЫХ ГЛИНАХ? РОЛЬ МИНЕРАЛЬНОГО СОСТАВА И ХИМИИ РАСТВОРА

**Меньшикова-Тонян И.Р., Семенкова А.С., Романчук А.Ю.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, 119991, Москва, Ленинские горы, д. 1, с. 3, e-mail: iton612@yandex.ru*

Для обеспечения безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов необходимо создание инженерных барьеров безопасности, препятствующих миграции радионуклидов в окружающую среду. Потенциальными материалами для данных целей являются бентонитовые глины, ввиду их высокой сорбционной способности и низкой водопроницаемости. Изотоп $^{90}Sr$, являющийся одним из продуктов деления уранового топлива, представляет особый интерес, благодаря сходству химических свойств $Sr^{2+}$ и $Ca^{2+}$, и способности замещения кальция в живых организмах. Кроме того, стронций способен конкурировать с кальцием за обменные центры глинистых минералов, что может влиять на его миграционное поведение. Для прогнозирования взаимодействия стронция с материалами ИББ, необходимо понимать, какие факторы способны влиять на сорбцию.

В работе было изучено взаимодействие $Sr^{2+}$ с 8 образцами бентонитовых глин, различающихся по минеральному составу и индивидуальным характеристиками, таким как емкость катионного обмена и удельная площадь поверхности. Эксперименты проводились в широком диапазоне условий при варьировании pH и концентраций стронция. Для исследования влияния двухзарядных катионов глины были переведены в Na-, Ca- и Mg-форму. Полученные изотермы были описаны при помощи литературных подходов.

При изучении изотерм сорбции стронция наблюдаются ограничения в исследуемом диапазоне концентраций. Исследование сорбции при низких концентрациях до $10^{-8}$ М затруднено в связи с поступлением стронция из глины, а также примесном содержании стронция в 0,01 М $NaClO_4$, используемого в качестве фонового электролита. Поступающий из глины и фонового электролита стронций вносит вклад в изучаемую концентрацию. При высоких концентрациях ограничение связано с образованием малорастворимого карбоната стронция, произведение растворимости которого составляет $5{,}4\times10^{-10}$. Таким образом, исследования взаимодействия стронция с бентонитовыми глинами проводились в диапазоне концентраций $10^{-7}$ – $10^{-3}$ М.

Основным компонентом бентонитовых глин является смектит, содержание которого может варьироваться в зависимости от месторождения. Однако, несмотря на различия в его содержании в образцах, значения коэффициента распределения в исследуемых образцах различаются слабо и могут быть описаны единым $\lg K_d = 3{,}4\pm0{,}3$.

Для стронция прослеживается сложное поведение в присутствии катионов $Na^+$, $Ca^{2+}$ и $Mg^{2+}$ в растворе. Изменение концентрации $Na^+$ в растворе с 0,01 до 0,1 М приводит к снижению коэффициента распределения на порядок, тогда как последующее увеличение концентрации до 2 М практически не влияет на сорбцию. Подобное поведение может свидетельствовать о частичном вкладе иного механизма взаимодействия стронция с глиной. Для двухзарядных катионов $Ca^{2+}$ и $Mg^{2+}$ было установлено, что увеличение их концентрации в растворе после контакта с глиной способствует снижению сорбции стронция. Аналогичные химические свойства $Ca^{2+}$ и $Sr^{2+}$ обуславливают схожие константы взаимодействия катионов данных металлов с глинистыми минералами. Таким образом, при описании изотерм сорбции необходимо учитывать концентрации двухзарядных катионов, вымываемых из глины, способных конкурировать за ионно-обменные центры глинистых минералов.

# ИЗУЧЕНИЕ ХИМИЧЕСКИХ РАВНОВЕСИЙ В КАРБОНАТ-СОДЕРЖАЩИХ РАСТВОРАХ ЦЕРИЯ

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

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

Соединения церия находят широкое применение в различных областях современных технологий, что обусловливает его поступление и накопление в окружающей среде, в том числе в сточных и подземных водах с высоким содержанием карбонатов. Кроме того, церий нередко рассматривается в качестве нерадиоактивного аналога плутония, высокотоксичного радионуклида, входящего в состав ядерного топлива и радиоактивных отходов. Оба элемента способны существовать в степенях окисления +3 и +4 и образуют изоструктурные диоксиды с близкими параметрами кристаллической решётки, что позволяет прогнозировать поведение плутония в карбонатных средах по экспериментальным данным, полученным для церия.

Несмотря на значимость, фундаментальные данные о карбонатных фазах церия остаются ограниченными. К настоящему моменту в литературе описаны лишь три соединения: $Ce_2(CO_3)_3 \cdot 8H_2O$, а также орторомбическая и гексагональная модификации $CeOHCO_3$[1]. Однако для перечисленных фаз описан направленный синтез без сопутствующих процессов, а комплексный подход к изучению поведения церия в карбонатных средах не был осуществлён.

Таким образом, цель настоящей работы - установление химических равновесий в карбонат-содержащих растворах церия в зависимости от соотношения $Ce^{3+}$:$CO_3^{2-}$, pH и времени старения образца. В ходе экспериментов исследовалось взаимодействие растворов солей Ce(III) с гидрокарбонатом натрия в широком диапазоне pH от 7 до 12. Контроль эволюции результирующих твёрдых фаз проводился методами рентгеновской дифракции (РД) для идентификации кристаллической структуры и спектроскопии рентгеновского поглощения (XANES) для установления степени окисления церия в образцах. Кроме того, проводился контроль изменений в растворе со временем: значений pH и Eh, а также степени окисления церия в маточных растворах с использованием метода XANES.

Установлено, что преимущественным процессом в исследуемой системе является осаждение двух карбонатных фаз церия: смешанного карбоната $NaCe(CO_3)_2 \cdot 6H_2O$ и ранее не идентифицированной фазы X. Согласно данным XANES, фаза X содержит церий в степенях окисления +3 и +4, то есть является смешанновалентной. Показано, что определяющим фактором фазообразования служит кислотность среды: при увеличении pH от 9 до 12 доля фазы X в осадке возрастает, что свидетельствует о протекании окислительных процессов в щелочной среде. При увеличении концентрации осадителя в системе непосредственно после осаждения фиксируется образование еще одной новой, ранее неизвестной фазы Y, которая сосуществует с фазой X. Однако фаза Y является метастабильной: в ходе старения в маточном растворе она полностью трансформируется в фазу X.

Одновременно с изменениями в твёрдой фазе в растворе наблюдается постепенное окисление церия, которое начинается при pH > 8 и заметно ускоряется с ростом концентрации карбоната, что, вероятно, обусловлено образованием устойчивых карбонатных комплексов Ce(IV), смещающих равновесие в сторону высшей степени окисления.

***Литература***

1. Rorif F. et al. Radiochim. Acta. 2005. Vol. 93. P. 103–110.

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

# ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО ОБОСНОВАНИЮ ВЫБОРА ВАРИАНТА ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУНКТОВ ХРАНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**Минушкин Р.А., Комаров Е.А.**

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5*
*e-mail: minushkin@secnrs.ru*

В соответствии с Федеральным законом № 170-ФЗ вывод из эксплуатации (далее – ВЭ) является лицензируемым видом деятельности и обязателен для любого объекта использования атомной энергии (далее – ОИАЭ). При этом следует отметить, что существуют такие ОИАЭ, которые уже при подготовке к ВЭ (в рамках лицензии на эксплуатацию) достигают состояния, при котором отсутствует необходимость в разработке дополнительных проектных решений по обеспечению радиационной безопасности при демонтаже систем и элементов и сносе строительных конструкций ОИАЭ, что подтверждается результатами комплексного инженерного и радиационного обследования. Такая ситуация возможна в том числе для пунктов хранения радиоактивных отходов (далее – ПХ РАО) после проведения работ по извлечению размещенных в них на хранение РАО. В связи с этим актуальной задачей является создание механизмов оптимизации регулирующего надзора в отношении ПХ РАО при осуществлении деятельности по их ВЭ.

Для обеспечения применения дифференцированного подхода при выборе варианта ВЭ и последующем ВЭ ПХ РАО, необходима разработка научно и технически обоснованной методологии, учитывающей следующую совокупность факторов: характеристики объекта (тип хранилища и его конструктивные особенности), радиационный статус (степень загрязнения строительных конструкций и оборудования, а также его характер и глубину) и предполагаемое конечное состояние объекта. Внедрение такого подхода позволит сформировать единую систему критериев для выбора оптимального варианта ВЭ ПХ РАО, опирающегося на следующие факторы: безопасность (обеспечение радиационной защиты персонала и населения), экологичность (минимизация объемов образующихся вторичных РАО), эффективность (техническая реализуемость и соблюдение сроков работ), результативность (достижение конечного состояния площадки).

Установление конкретных критериев выбора варианта ВЭ ПХ РАО с учетом фактического состояния ПХ РАО позволит снизить сроки и объем выполняемых организационно-технических мероприятий по достижению заданного конечного состояния ПХ РАО, а также оптимизировать процессы лицензирования и проведения инспекций при безусловном соблюдении всех требований безопасности в области использования атомной энергии.

***Нормативные ссылки***

1. Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии».
2. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ (ред. от 21.12.2021) «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
3. НП-091-14 «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения».
4. НП-097-16 «Требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов».

# РАЗРАБОТКА МЯГКОЙ ГЕОТЕКСТИЛЬНОЙ УПАКОВКИ ДЛЯ ИЗОЛЯЦИИ РАО 4 КЛАССА

**Моисеенко А.А., Ермолаев Р.И., Скурыдина Е.С.**

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

Экономическая целесообразность разработки гибкой упаковки связана со снижением расхода на упаковку РАО 4 класса. Значимым условием остаётся соответствие упаковки критериям приемлемости конкретного пункта захоронения и сохранение её изолирующей способности [1].

Разрабатываемая конструкция представляет собой трёхслойную гибкую упаковку. Наружный слой - иглопробивной термофиксированный геотекстиль плотностью 150 г/м². Средний слой - полиэфирная геосетка с размером ячейки 25×25 мм. Внутренний слой - бентонитовый мат плотностью не менее 5000 г/м².

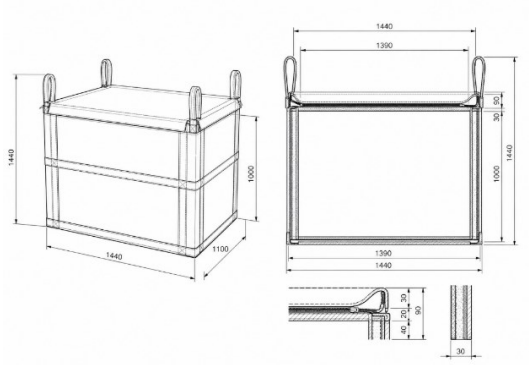



**Рисунок 1.** Конструкция мягкой геотекстильной упаковки

Предложены два типоразмера упаковки: 1440×1100×1000 мм и 950×950×1500 мм. При предельной насыпной плотности отходов 840 кг/м³ расчётная масса загрузки составляет 1,33 т. и 1,14 т. Область применения: сухие или предварительно обезвоженные твёрдые РАО 4 класса, без свободной жидкости, газообразующих компонентов и незащищённых острых элементов. Мягкие упаковки могут применяться для низкоактивных отходов, однако должны рассматриваться как инженерные изделия [2,3].

Ключевой этап разработки - подготовка РКД подтверждение работоспособности готовой упаковки. Проведение испытаний геосинтетиков в соответствии с ГОСТ 32491-2013 и ГОСТ 32804-2014 (EN 13251:2000), и общие испытания в соответствии с требованиями для упаковок с РАО.

Предлагаемая трёхслойная упаковка рассматривается как элемент многобарьерной системы безопасного обращения с РАО 4 класса.

***Литература***

1. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения : НП-093-14 : утв. приказом Ростехнадзора от 15.12.2014 № 572 (ред. от 14.12.2021).
2. Development of Specifications for Radioactive Waste Packages. Vienna : IAEA, 2006. 55 p. (IAEA-TECDOC-1515).
3. Bowe S., Miskimin P., Sanchez M., Flynn M. Soft-Sided Packagings for Low Activity Radioactive Wastes // PATRAM 2010.

# МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНАЯ МАТРИЦА ДЛЯ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ИМИТАТОРА КОРОТКОЖИВУЩЕЙ ФРАКЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**Назаренко К.М.[а], Матвеенко А.В.[а,б], Белова К.Ю.[б], Чалышева Н.Д.[б]**

*[а]МГУ имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, Москва, Россия*
*[б] Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН, Москва, Россия*
*e-mail: kseniia.nazarenko@chemistry.msu.ru*

В качестве альтернативы боросиликатному стеклу для отверждения короткоживущей фракции (КФ) $^{137}Cs$ и $^{90}Sr$ рассматривают магний-калий-фосфатный (МКФ) компаунд на основе $MgKPO_4 \cdot 6H_2O$ – синтетического аналога природного минерала К-струвита. Для повышения надёжности иммобилизации мобильных нуклидов Cs и Sr предложена их предварительная сорбция на селективных неорганических сорбентах Термоксид-35 и Термоксид-3А [1].

При исследовании сорбции Cs и Sr показано, что оба сорбента обеспечивают количественное извлечение радионуклидов из растворов-имитаторов КФ, содержащих основные химические компоненты КФ (Таблица 1) с добавлением меток $^{137}Cs$ – $3{,}2 \cdot 10^7$ Бк/л и $^{90}Sr$ – $1{,}5 \cdot 10^7$ Бк/л.

**Таблица 1.** Состав растворов-имитаторов КФ (г/л)

| № раствора | $Cs^+$ | $Sr^{2+}$ | $Na^+$ | $Ca^{2+}$ | $Ba^{2+}$ | Вводимая метка | pH |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| I | 3,7 | - | 0,01 | - | - | $^{137}Cs$ | 5,4 |
| II | - | 1,2 | - | 0,2 | 0,6 | $^{90}Sr(^{90}Y)$ | 5,5 |
| III | 3,7 | 1,2 | 0,01 | 0,2 | 0,6 | $^{137}Cs$; $^{90}Sr(^{90}Y)$ | 5,8 |

Синтез образцов МКФ компаунда, содержащего до 20 масс. % имитатора отхода (сорбент с предварительно сорбированными Cs и Sr) и 20 масс. % волластонита ($CaSiO_3$), проводили в массовом соотношении $MgO : H_2O : KH_2PO_4 = 1 : 2 : 3$ [2] в соответствии с реакцией $MgO + KH_2PO_4 + 5H_2O \rightarrow MgKPO_4 \cdot 6H_2O$. Десорбция нуклидов при контакте «отработанного» сорбента с раствором $KH_2PO_4$, не превышала 0,1–0,2%, что подтверждает их надёжное удержание на всех стадиях приготовления компаунда.

Методом порошковой рентгеновской дифрактометрии изучен фазовый состав полученных компаундов. Установлено, что основной кристаллической фазой всех образцов является целевая фаза МКФ матрицы $MgKPO_4 \cdot 6H_2O$.

Прочность на сжатие полученных образцов составляла около 20 МПа, что соответствует нормативному требованию НП-019-15 (не менее 4,9 МПа). К 14-м суткам стандартного теста ГОСТ Р 52126-2003 скорость выщелачивания Cs и Sr составила значения на уровне $10^{-6}$ г/(см$^2$·сут), что на три порядка ниже регламентированного уровня. Термообработка до 450 °С не оказала влияния на гидролитическую устойчивость, однако снизила значения прочности. После 30 циклов от -40 до +40 °С зафиксировано незначительное увеличение массы и прочности всех образцов.

***Литература***

1. Милютин В.В., Некрасова Н.А., Каптаков В.О. Радиоактивные отходы, 2020, 4 (13), 80.
2. Винокуров С.Е., Куликова С.А., Крупская В.В., Мясоедов Б.Ф. Радиохимия, 2018, 60, 66.

# ИННОВАЦИОННЫЙ БИМЕТАЛЛИЧЕСКИЙ МЕТАЛЛОРГАНИЧЕСКИЙ КООРДИНАЦИОННЫЙ ПОЛИМЕР С ПЯТИВАЛЕНТНЫМ НЕПТУНИЕМ

**Новиков А.П., Волков М.А., Парашутин Е.Д., Федосеев А.М., Григорьев М.С.**

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук,*
*119071, Москва, Ленинский проспект 31-4*
*e-mail: tony.novickoff@yandex.ru*

Металлоорганические каркасы (МОК) в последнее время привлекают внимание в области химии актинидов благодаря разнообразию их структур и уникальным свойствам. Металлоорганические каркасы на основе металлов f-блока обладают специфическими свойствами, обусловленными релятивистскими эффектами, и могут использоваться в качестве сорбентов для летучих продуктов деления, включая йод, технеций, цезий и даже ксенон и криптон.

В работе был получен и структурно охарактеризован каркас Np(V) с лигандом 1,2,4,5-тетракис(4-карбоксифенил)бензолом ($H_4$TCPB). Рентгеноструктурный анализ показал, что $[Cs_2(NpO_2)_2$(TCPB)(DMF)] (**NpCs-TCPB**) представляет собой анионный MOF, кристаллизующийся в триклинной пространственной группе *P*-1. В Кембриджской базе структурных данных (CSD) отсутствуют близкие структурные аналоги. За счет взаимной координации катионов нептуноила (катион-катионное взаимодействие) образуются циклы, содержащие четыре атома Np. Координационное окружение атомов нептуния представляет собой пентагональные бипирамиды, связанные через апикальную вершину одного многогранника, которая служит экваториальной вершиной для соседнего координационного полиэдра. Связи Np=O для мостиковых атомов O (участвующих в катион-катионном взаимодействии) удлинены по сравнению с концевыми связями Np=O.

В структуре образуются кластеры из полиэдров нептуноила, простирающиеся вдоль направления [001] и соединенные между собой катионами цезия в цепочки. Мостиковую роль выполняют центры $Cs^+$, при этом атомы кислорода нептуноила непосредственно участвуют в координации с атомами цезия. Лиганд TCPB функционирует как $\mu_{13}$-линкер, соединяя шесть нептуноильных фрагментов и семь центров цезия посредством трех различных способов координации карбоксилатных групп, тем самым создавая трехмерный каркас.

Взаимодействия, включая контакты Np-O···Np, Np···Cs и Cs···Cs, Cs–π-взаимодействие с ароматическим кольцом TCPB и водородную связь C–H···O с оксогруппой нептуноила, дополнительно укрепляют структуру.

Топологический анализ в кластерном представлении (четыре центра Np, сконденсированные в один узел) выявляет сетку 4,8L15, состоящую из 8-связанных неорганических узлов и 4-связанных органических линкеров. Альтернативное описание, основанное на отдельных узлах Np, дает новую 10-узловую топологию. Каркас демонстрирует 19,0% доступного для растворителя объема, с максимальным и предельным диаметрами пор 4,22 и 2,69 Å соответственно.

Полученный биметаллический кластер $[(NpO_2)_4Cs_2]$ является первым представителем структурной единицы для каркасов пятивалентных актинидов. В кластере два атома цезия связаны, а два других действуют как концевые противоионы. Исследования поведения полученного каркаса в водной среде показали, что материал устойчив к гидролизу. Выщелачивания Cs и Np не происходит. В целом, соединение **NpCs-TCPB** представляет собой редкий пример нептуноил-МОК, в котором ионы цезия играют структурообразующую и связующую роль в образовании одномерных актиноильных цепочек, расширяя структурную химию координационных каркасов на основе нептуния.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-73-10086.

# ЭЛЕКТРОННАЯ СТРУКТУРА КАРБОНИЛЬНЫХ КОМПЛЕКСОВ ТЕХНЕЦИЯ ПО ДАННЫМ XANES И РАСЧЕТОВ DOS

**Новичков Д.А., Крот А.Д., Матвеев П.И., Калмыков С.Н.**

*Московский Государственный Университет имени М.В.Ломоносова,*
*Москва, Россия*
*e-mail: danylo.novichkov@gmail.com*

Спектроскопия XANES является чувствительным методом исследования электронного состояния поглощающего атома и влияния его локального окружения. Для низковалентных карбонильных соединений технеция интерпретация XANES особенно сложна, поскольку положение края поглощения не всегда напрямую соответствует формальной степени окисления. Это связано, в частности, с сильным π-обратным донорством с заполненных d-орбиталей Tc на разрыхляющие π*-орбитали CO.

В работе методом XANES на K-крае Tc исследован ряд карбонильных комплексов $^{99}TcX(CO)_5$ (X = H, Cl, Br, I, $^{99}Tc(CO)_5$). Экспериментальные спектры характеризуются близким положением края поглощения и лишь небольшими изменениями его формы при замене лиганда X. Положение края практически не изменяется во всем ряду, что указывает на близкое электронное состояние атомов Tc и согласуется с рассчитанными частичными зарядами.

Для интерпретации экспериментальных данных было проведено моделирование XANES и рассчитана плотность электронных состояний (DOS) с использованием программных кодов FEFF и FDMNES. Теоретические спектры хорошо воспроизводят основные особенности экспериментальных данных, а результаты расчета DOS двумя независимыми подходами хорошо согласуются между собой.

Анализ DOS показал, что электронная структура вблизи уровня Ферми определяется преимущественно d-состояниями Tc, гибридизованными с C 2p- и O 2p-орбиталями карбонильных лигандов. В области от −15 до 0 эВ наблюдаются интенсивные максимумы DOS, связанные со смешиванием состояний Tc и CO. При этом замена лиганда X практически не изменяет форму и энергетическое положение состояний Tc и не приводит к заметному перераспределению электронной плотности.

Таким образом, совместный анализ XANES и DOS показывает, что электронная структура атома технеция в $TcX(CO)_5$ определяется прежде всего взаимодействием с пятью карбонильными лигандами. Основной вклад в электронную структуру вносят донорно-акцепторные взаимодействия Tc → CO, тогда как природа шестого лиганда X оказывает значительно меньшее влияние. Полученные результаты демонстрируют эффективность совместного использования XANES и расчетов DOS для установления взаимосвязи между спектральными особенностями, электронной структурой и характером химической связи в соединениях технеция.

# СХЕМА ПЕРЕРАБОТКИ ШЛАМОВ РБМ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ РБН И НЕРАСТВОРИМОГО ОСТАТКА PUREX-ПРОЦЕССА ОЯТ РТН

**Осипенко А.А.**

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

В России проводятся исследования по пирохимической переработке шламов радиоактивных благородных металлов и нерастворимых остатков по следующей схеме:

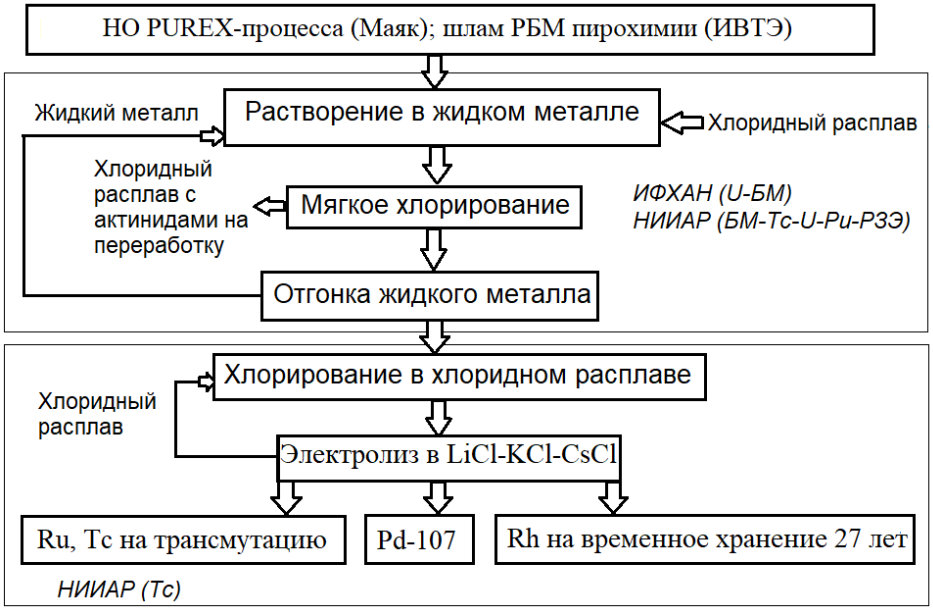



Рисунок 1. Принципиальная схема переработки нерастворимых осадков и шламов радиоактивных благородных металлов.

Составленная нами схема переработки включает операции усреднения состава при растворении в жидко-металлическом сплаве, мягкое хлорирование для удаления актинидов, а также фракционирование для доочистки от актинидов и внутригруппового разделения платиноидов. Мягкое хлорирование не позволяет удалить полностью актиниды из-за протекания обменной реакции между жидким металлом и хлоридным расплавом и небольшой разницы в потенциалах чистого жидкого металла и его сплава с актинидами. Различие в потенциалах при осаждении на твердый катод платиноидов и актинидов более 1,8 В, а при осаждении на жидкий кадмий менее 20 мВ между чистым кадмием и его сплавом с ураном. Поэтому доочистка электролизом на твердый катод более эффективна.

Возможно отделение 98,3% палладия без осаждения фракции рутений–родий при температуре 350°С. Содержание рутения и родия в палладиевом осадке менее $3 \cdot 10^{-3}$%, урана – ниже пределов обнаружения (менее $8 \cdot 10^{-5}$%). Дальнейшее направление исследований – разработка, объединение и апробация остальных блоков схемы переработки.

# ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИИ Sr(II) И U(VI) НА ВМЕЩАЮЩИХ ПОРОДАХ В СТАТИЧЕСКИХ И ДИНАМИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ

**Павлова П.Л., Торопов А.С., Семенкова А.С., Романчук А.Ю.**

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

В условиях эксплуатации объектов ядерного топливного цикла одной из ключевых задач является обеспечение долгосрочной безопасности территорий, прилегающих к пунктам размещения отходов. Крайне важно обеспечить безопасное хранение радиоактивных отходов и предотвратить миграцию радионуклидов в окружающую среду. Уран и стронций относятся к наиболее подвижным радионуклидам, поэтому изучение их миграционного поведения имеет важное значение для оценки долгосрочной безопасности. Наибольший интерес представляют пески водоносных горизонтов, поскольку именно они могут служить основными путями дальнего переноса радионуклидов вследствие низкой сорбционной способности и высокой фильтрационной проницаемости. Целью данной работы являлось экспериментальное исследование взаимодействия Sr(II) и U(VI) с песками площадки АО «СХК» в статических и динамических условиях с учетом влияния состава природных вод.

Эксперименты проводились с использованием трёх модельных растворов, имитирующих по составу воды на площадке: высокосолевой техногенный раствор (состав 1), его смесь в соотношении 1:1 с грунтовыми водами (состав 2), и природные грунтовые воды (состав 3). В качестве твердой фазы использовался песок, отобранный на площадке АО «СХК» на глубине 11-13 метров. Экспериментальные исследования проводили в статическом и динамическом режимах. В статических экспериментах определяли коэффициент распределения ($K_{d\ стат.}$) и оценивали влияние времени контакта, pH и состава раствора на сорбцию Sr(II) и U(VI). В динамических экспериментах по экспериментальным кривым выхода загрязнителя с использованием аналитического решения уравнения конвективно-дисперсионного массопереноса рассчитывали динамический коэффициент распределения ($K_{d\ динам.}$), а также эффективную пористость ($n_e$) и коэффициент гидродисперсии ($D$). Для оценки прочности фиксации Sr(II) и U(VI) на твердой фазе после завершения сорбции проводили десорбцию модельными растворами, не содержащими загрязнителей.

Результаты динамических экспериментов показали корреляцию между $K_{d\ динам.}$ и $K_{d\ стат.}$ Экспериментально определенные значения $K_d$ сопоставлялись с результатами термодинамического моделирования, что позволило оценить применимость используемой модели для описания сорбции Sr(II) и U(VI) на исследуемых песках. Полученные в работе данные могут быть использованы при геомиграционном моделировании распространения Sr(II) и U(VI) в условиях площадки АО «СХК».

# НОВАЯ КОНСТРУКЦИЯ ФИЛЬТРОВ ВНУТРИКОНТУРНОЙ ОЧИСТКИ 1-ГО КОНТУРА ЯЭУ ТРАНСПОРТНОГО НАЗНАЧЕНИЯ

**Панфилов Ю.П.** [а], **Верховский А.Е.**[а, б], **Бураков И.А.**[б], **Уртенов Д.С.**[а]

[а] *НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия,*
[б] *НИУ «МЭИ», Москва, Россия*
*e-mail: Panfilov_YP@nrcki.ru*

В докладе представлены результаты разработки новой конструкции фильтров внутриконтурной очистки 1-го контура ЯЭУ транспортного назначения и обоснование выбора данной конструкции. Целью проведения настоящей работы, является разработка конструкции фильтров, способных к работе с регенерируемыми ионообменными смолами, при неизменности габаритных размеров фильтра.

Регенерация ИОС традиционно не применялась для фильтров ЯЭУ транспортного назначения. Но последние проведенные нами исследования, показали, что ИОС прошедшие 7 последовательных циклов регенерации, сохраняют свои сорбционные способности на достаточном для эксплуатации уровне, но остается вопрос о том, как не допустить образование ЖРО в процессе регенерации.

Если для АЭС с ВВЭР вода первого контура будет испускать ионизирующее излучения, ввиду накопления в ней за полное время кампании продуктов деления, активировавшихся продуктов коррозии, трития, и активирующихся элементов, попадающих в тракт с добавочной водой [1], то для ЯЭУ транспортного типа данное утверждение не в полной мере ликвидно.

Значительно меньшая кампания реактора, повышенные требования к контролю за физическими барьерами на пути распространения ионизирующего излучения, а также применения материалов менее подверженных коррозии создают условия при которых выработка обменной емкости смолы будет обеспечена в основном неактивными элементами.

Для того чтобы уменьшить попадания на слой загрузки нерастворимых дисперсных частиц, составляющих большую часть попадающих в тракт продуктов коррозии [2], и обуславливающих активность слоя загрузки фильтра, нами предлагается использовать многокамерные фильтры. В указанном фильтре в первой камере должна быть загружена титановая рубка, для применения в качестве механической ступени очистки, способной задерживать крупные и средние активированные продукты коррозии, в оставшихся камерах должна быть загружена ИОС.

Нами был произведен расчет трех различных вариантов исполнения данных фильтров: 1 – стандартный (однокамерный фильтр), 2 – два последовательно подключенных двухкамерных фильтра с катионитом и анионитом отдельно, 3 – двухкамерный фильтр со смешанной загрузкой. Результаты расчётов представлены на постере.

По результатам исследования выявлено, что наиболее оптимальным вариантом для применения в системах внутриконтурной очистки теплоносителя ЯЭУ транспортного назначения является двухкамерный фильтр с смешанной загрузкой, способный к глубокой очистке теплоносителя от всех накопленных «загрязняющих» ионов.

***Литература***

1. Герасимов В.В., Касперович А.И., Мартынова О.И. Водный режим атомных электростанций. М.: Атомиздат, 1976 400 с.
2. Гусев Б.А., Семёнов В. Г., Ефимов А.А., Панчук В. В. Поведение продуктов коррозии в первом контуре ЯЭУ с водным теплоносителем, Вестник СПбГУ. Сер. 4. 2012. Вып. 4.

# ВЛИЯНИЕ УДЕЛЬНОЙ ПОВЕРХНОСТИ ВМЕЩАЮЩИХ ПОРОД И ПРОДУКТОВ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ АЛЮМОФОСФАТНЫХ СТЕКЛОМАТРИЦ НА СОРБЦИЮ $^{239}$Pu и $^{237}$Np В УСЛОВИЯХ ПГЗРО

**Перова В.С.** [а,б], **Родионова А.А.** [б,в], **Хабарова М.Р.** [б,в]

[а] *Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева, 125047, Москва, Миусская площадь, 9*
*e-mail: perova.perovsk2018@yandex.ru*
[б] *Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского, 119991, Москва, Косыгина, 19*
[в] *Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы, 1, стр.3*

Развитие атомной энергетики требует безопасного обращения с радиоактивными отходами (РАО), особенно высокоактивными (ВАО), содержащими долгоживущие радионуклиды. В настоящее время в России реализуется проект создания пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) на участке «Енисейский» Нижнеканского массива, где безопасность обеспечивается мультибарьерной системой, включающей как природные, так и инженерные барьеры безопасности. Особое внимание уделяется зонам трещиноватости – основным путям миграции подземных вод и радионуклидов в кристаллических породах. Минеральные выполнения трещин могут служить как путями переноса, так и областями повышенного удержания радионуклидов за счет сорбции на вторичных минералах, при этом одним из ключевых параметров удержания будет является удельная поверхность. Кроме того, взаимодействие подземных вод с инженерными барьерами, в частности с алюмофосфатными стекломатрицами, может приводить к переходу в раствор фосфат-ионов, способных изменять формы нахождения актинидов и влиять на их сорбционное поведение.

В данной работе исследовался образец апогнейсового сланца из скважины Р-13 участка «Енисейский», рассматриваемый как модель пород кристаллического фундамента с повышенной трещиноватостью. Для проведения сорбционных экспериментов были выбраны фракции образца с удельной поверхностью 0,38; 0,76; 1,12 и 2,48 м$^2$/г. Сорбция $^{239}$Pu и $^{237}$Np изучалась в следующих модельных системах: подземной воде участка «Енисейский» и растворах, содержащих ионы фосфора и натрия для имитации наличия продуктов выщелачивания алюмофосфатных стекол. Соотношение жидкой и твёрдой фаз составило 100 мл/г, диапазон pH 8–8,5.

Установлена количественная сорбция $^{239}$Pu (~100%) в модельном растворе подземной воды на образце сланца, которая не зависит от удельной поверхности образца. Введение фосфат-ионов в раствор подземных вод приводит к значительному ускорению наступления сорбционного равновесия, в то время как порядок значений коэффициентов распределения $^{239}$Pu сохраняется. Отмечена низкая сорбция $^{237}$Np в модельном растворе подземных вод, степень сорбции не превышает 35%. Введение фосфат-ионов в систему модельного раствора подземных вод приводит к значимому росту сорбции $^{237}$Np (80–100%), которая зависит от удельной поверхности образца.

Данные цифровой радиографии не подтверждают количественное удержание Pu и Np в присутствии фосфат-ионов, что может объясняться осаждением актинидов в виде малорастворимых фосфатных соединений из раствора или их десорбцией с поверхности сланца.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 25-27-00380.

# ТРАНСМУТАЦИОННОЕ СТАРЕНИЕ Sr-СОДЕРЖАЩИХ КРИСТАЛЛИЧЕСКИХ МАТРИЦ В ЦЕПОЧКЕ 90Sr → 90Y → 90Zr: АНСАМБЛЕВЫЙ СКРИНИНГ УПРУГОЙ УСТОЙЧИВОСТИ

**Руденко М.А., Митрофанов А.А.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, 119991,*
*e-mail: mirual02@gmail.com*

Стронций-90 — один из основных тепловыделяющих и радиотоксичных продуктов деления в первые столетия хранения радиоактивных отходов. В кристаллической матрице цепочка β-распада 90Sr (T1/2 = 28,8 лет) → 90Y (T1/2 ≈ 64 ч) → 90Zr приводит не только к самооблучению, но и к значительному изменению химического состава. Образующийся 90Zr отличается от исходного Sr валентностью, предпочтительной координацией и эффективным размером [1, 2]. За пять периодов полураспада (около 144 лет) в 90Zr превращается около 97 % исходного 90Sr. Поэтому матрицу необходимо оценивать не только в исходном, но и в трансмутированном состоянии. Цель работы — проследить изменение упругой устойчивости Sr-содержащих фаз при замещении Sr на Zr и определить признаки наиболее устойчивых матриц.

Мы рассмотрели всю базу данных соединений Materials Project [2], отобрали структуры, содержащие Sr и удовлетворяющие дополнительным критериям. Для каждого построили последовательность замещений Sr → Zr в суперячейке 2x2x2, и воспроизвели вероятностный характер распада выборкой из 10 дополнительных структур на каждую степень замешения. Структуры релаксировали семью универсальными потенциалами (CHGNet, M3GNet, MACE и т.д.). После релаксации параметров ячейки и атомных координат рассчитывали тензор упругих постоянных C размерности 6 × 6 методом центральных конечных разностей напряжений при деформациях ±0,005 и релаксации внутренних координат, а затем рассчитывали упругие постоянные и проверяли критерий Борна $\lambda\min(C) > 0$ [3].

Во всех моделях после полного замещения доля устойчивых фаз была примерно вдвое ниже, чем для исходных составов. Наиболее согласованный между моделями результат — сдвиговое размягчение. Устойчивость лучше сохраняют структуры, в которых Sr занимает октаэдрическую позицию, химически совместимую также с $Zr^{4+}$.

Ансамблевый скрининг является перспективным и новым методом для предварительного отбора соединений и моделирования долговременной устойчивости.

***Литература***

1. Marks N. A. et al. Chemical evolution via beta decay: a case study in strontium-90 // J. Phys.: Condens. Matter. 2013. Vol. 25. Art. 065504.
2. Jain A. et al. The Materials Project: A materials genome approach to accelerating materials innovation // APL Mater. 2013. Vol. 1. Art. 011002.
3. Mouhat F., Coudert F.-X. Necessary and sufficient elastic stability conditions in various crystal systems // Phys. Rev. B. 2014. Vol. 90. Art. 224104.

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

# ВОЗМОЖНОСТЬ ПЕРЕРАБОТКИ МАТОЧНО-ПРОМЫВНЫХ РАСТВОРОВ КРИОГЕННОЙ КРИСТАЛЛИЗАЦИЕЙ

**Семяшкин Н.Д., Шадрин А.Ю., Филимонова Е.Д.**

*АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. ак. А.А. Бочвара», 123098, г. Москва,ул. Рогова, д. 5а,*
*e-mail: Nikita.Semyashckin@yandex.ru*

В настоящее время одним из перспективных направлений переработки отработавшего ядерного топлива, альтернативных экстракционным технологиям, являются кристаллизационные методы. Их потенциальным преимуществом является сокращение объема образующихся жидких вторичных радиоактивных отходов. Кристаллизация предлагается к использованию как в качестве головных, так и аффинажных процессов. В обоих подходах требуется разделение твердой фазы (продукта) и жидкой фазы (концентрата примесных элементов). Жидкая фаза представляет собой маточно-промывные растворы (МПР), содержащие недоизвлеченный уран, продукты деления и значительное количество азотной кислоты.

Для дальнейшей переработки МПР без введения дополнительного экстракционного передела, сопровождающегося образованием вторичных радиоактивных отходов, предложено использовать низкотемпературную кристаллизацию. В отличие от высокотемпературных способов удаления азотной кислоты, проведение процесса при отрицательных температурах позволяет существенно снизить интенсивность коррозионных процессов и исключить переход летучих компонентов (включая радиоактивные) в газовую фазу, и, соответственно, в конденсат, направляемый на дальнейшее обращение.

В данной работе экспериментально показана принципиальная возможность разделения основных макрокомпонентов МПР – нитрата уранила и азотной кислоты – путем последовательной кристаллизации.

На модельных растворах МПР (без имитаторов продуктов деления) продемонстрировано селективное выделение урана при температуре -30…-20 °С в виде кристаллов гексагидрата нитрата уранила. При дальнейшем снижении температуры до -50…-40 °С продемонстрирована возможность кристаллизационного выделения твердой фазы, обогащенной азотной кислотой.

Полученные результаты подтверждают принципиальную возможность последовательного разделения нитрата уранила и азотной кислоты в маточно-промывных растворах с использованием низкотемпературных кристаллизационных процессов. Такой подход может стать основой для разработки схемы переработки МПР без применения дополнительного экстракционного передела.

# ЭНЕРГИЯ АКТИВАЦИИ РЕАКЦИЙ ОКИСЛЕНИЯ НА ВОЗДУХЕ КАРБИДОВ УРАНА РАЗЛИЧНОЙ СТЕХИОМЕТРИИ И В ПРИСУТСТВИИ ДОПАНТА

**Серая С.А., Полякова Т.Р.**

*Химический факультет, МГУ имени М.В. Ломоносова,*
*119234, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 3,*
*e-mail: sofaserayassa@gmail.com*

Уран-плутониевые карбиды являются перспективным топливом для реакторов на быстрых нейтронах благодаря высокой плотности делящихся атомов и теплопроводности, в 3-5 раз превышающей теплопроводность $UO_2$. Однако высокая радиотоксичность плутония делает актуальным моделирование смешанных карбидных систем с использованием изовалентного аналога - тория. Цель настоящей работы - определить влияние углеродной стехиометрии и введения тория на кинетику окисления карбидов урана на воздухе. Фазовый состав проведенных синтезов подтверждён РФА. Морфология частиц (СЭМ) в интервале 80-170 мкм не изменяется после нагрева до 500 °C (рис.1А). Спектроскопия КР in situ при нагреве UC до 550 °C (рис.1Б) выявила сглаживание профиля D/G-полос (~1320/1590 $см^{-1}$), что указывает на упорядочение углеродной подрешётки, и появление полосы ~790 $см^{-1}$, отнесённой к связи U-O (начало окисления).

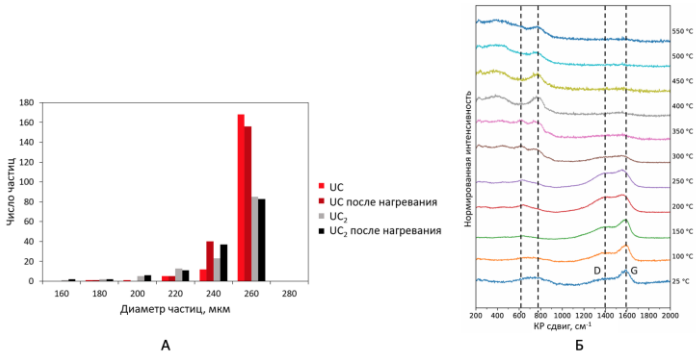



**Рис 1.** А) Распределение размеров частиц до и после нагренвания
Б) КР монокарбида урана in situ при нагревании на воздухе

Кинетические параметры рассчитаны методом Коутса-Редферна по одной кривой ТГ (рис. 2). Для UC и $UC_2$ в интервале 220-480 °C энергия активации Ea составляет 50-106 кДж/моль, что соответствует кинетическому контролю (лимитирующая стадия - поверхностная реакция). Близость значений Ea для UC и $UC_2$ указывает на одинаковый механизм окисления, определяемый адсорбцией $O_2$ на поверхности карбида. Для (U,Th)C при 250-370 °C Ea ≈ 88 кДж/моль (смешанный режим), а при 400-500 °C Ea возрастает до 170-250 кДж/моль, что свидетельствует о переходе к диффузионному контролю через плотный слой оксида $(Th)O_2$. Таким образом, введение тория повышает энергию активации окисления и при высоких температурах смещает лимитирующую стадию на диффузию кислорода, стабилизируя карбидную матрицу.

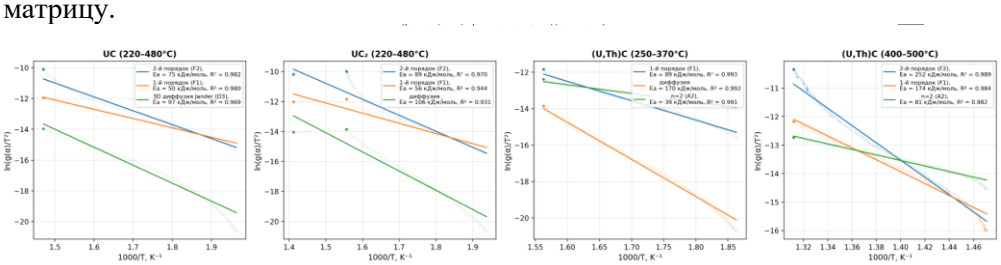



**Рис. 2.** Кинетические кривые $\ln[g(\alpha)/T^2]$ от 1/T для окисления UC, $UC_2$ и (U,Th)C

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда, грант № 25-73-00121.

# ПРОГНОЗИРОВАНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ОРГАНИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ ПРИ ПОМОЩИ ГРАФОВОЙ НЕЙРОННОЙ СЕТИ ДЛЯ ЗАДАЧ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

**Сидорова Э.С., Смирнова А.А.**

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

Растворимость в органических растворителях является одним из важнейших требований, предъявляемых к лигандам при выборе систем для жидкость-жидкостной экстракции тяжелых металлов из ОЯТ [1]. Спектр применяемых растворителей широк и включает вещества различной природы: от воды и нитробензола, до фторированных соединений, например, 3-нитробензотрифторида(F3) и смесей растворителей [2]. При подборе состава экстракционной системы не менее важно оценивать растворимость продуктов радиолиза, которые могут накапливаться и влиять на фазовое равновесие [3].

Нейронная сеть, предложенная в данной работе, позволяет прогнозировать растворимость исходя из структурной формулы соединения и нескольких экспериментальных характеристик растворителя с точностью, превосходящей существующие модели [4]. Описание растворителя сводится к нескольким параметрам, доступным из справочных данных, что позволяет избежать проведения дорогостоящих и трудоёмких экспериментов.

Обучение нейронной сети проводилось на основе данных о десятичном логарифме растворимости органических соединений в 31 растворителе, наиболее широко представленном в базе данных BigSolDB2.0 [5].

В работе показана работоспособность модели к новым, ранее не встречавшихся растворителях и продемонстрирована принципиальная применимость к смесям сложного состава.

**Таблица 1.** Метрики качества работы нейронной сети на тестовой выборке

| Метрика качества | $R^2$ | Корень из среднеквадратичной ошибки | Средняя абсолютная ошибка |
|---|---|---|---|
| Экспериментальные дескрипторы | 0.953 | 0.274 | 0.172 |
| Экспериментальные дексрипторы + MACCSKeys | 0.958 | 0.260 | 0.153 |

***Литература***

1. Poe D., Seifert S., Servis M.J. *Phys. Chem. Chem. Phys.*, 2024, **26**, 14108-14121.
2. Alyapyshev M., Babain V., Eliseev I., Kenf E., Tkachenko L. *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, 2016, **310**, 785-792.
3. Matveev P., Mitrofanov A., Petrov V., Zhokhov S., Smirnova A., Ustynyuk Yu., Kalmykov S. *RSC Advances*, 2017, **7**, 55441–55449.
4. Yu J., Zhang C., Cheng Y. *Digital Discovery*, 2023, **2**, 409-421.
5. Krasnov L., Malikov D., Kiseleva M., Tatarin S., Sosnin S., Bezzubov S. *Sci. Data*, 2025, **12**, 8-13.

# МАТЕРИАЛЫ НА БАЗЕ ТЕХНЕЦИЯ: ОТ СИНТЕЗА К ПРАКТИЧЕСКОМУ ПРИМЕНЕНИЮ В ИММОБИЛИЗАЦИИ И ТРАНСМУТАЦИИ

**Ситанская А.В.**

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

Для обеспечения безопасности ядерной энергетики необходимо перейти на замкнутый ядерный топливный цикл. Реализация этого подхода предполагает иммобилизацию и ядерную трансмутацию долгоживущих радиоактивных изотопов, в том числе нептуния и технеция. Целью исследования является разрабока и характеризация матричных материалов, которые позволяют надёжно удерживать технеций и обеспечивать его трансмутацию — как в чистом виде, так и совместно с нептунием [1]. Актуальной темой является исследование возможности интеграции технеция в материалы с низкой активностью, а также анализ свойств пертехнетат-иона при взаимодействии с измененными глинистыми барьерными системами.

В завершающей фазе создания матриц для технеция актуальной задачей становится изменение его поведения в барьерных материалах с помощью добавления экологически безопасных восстановителей. Этот метод направлен на преобразование технеция в стабильные, малоактивные химические соединения, которые могут быть зафиксированы в низкоактивных минераллоподобных матрицах, например, в цементе, садолите или подобных материалах [2].

В ходе работы была создана технология производства мишеней для трансмутации — в частности, мишеней на основе металлического технеция (Tc) и кермета Tc/$NpO_2$. Параллельно оптимизирован способ получения карбида технеция: его синтез теперь осуществляется посредством газофазной цементации.

Также установлено, что добавление тиомочевины в барьерные материалы (такие как цемент и бентонит) позволяет эффективно иммобилизовать технеций — это достигается за счёт восстановления элемента до малорастворимого соединения $TcO_2$.

Полученные результаты планируется применить при трансмутации долгоживущих изотопов $^{99}$Tc и $^{237}$Np.

***Литература:***

1. Fedoseev A.M., Bessonov A.A., Sitanskaia A.V., Volkov M.A., Volkova A.G., Sokolova M.N., Ryabkov D.V., Korchenkin K.K., German K.E. Preparation of Tc-$NpO_2$ metal-ceramic compositions and their imitators (Re, Th, Nd) for long-term safe storage of long-life fission products // Journal of Nuclear Materials. 2023. V. 587. P. 15477.
2. Safonov A., Novikov A., Volkov M., Sitanskaia A., German K. Technetium stabilization in Portland cement and bentonite clay barriers by thiourea // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2023. Vol. 332. P. 20195-2204.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации.

# АЛЬТЕРНАТИВА ПРИМЕНЕНИЯ МУРАТАИТОВОЙ КЕРАМИКИ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ВЗАМЕН Na-Al-P СТЕКЛА

**Скворцов М.В.**

*Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности, 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д.2/8, корп.7;*
*e-mail: mskvortsov@secnrs.ru*

Одной из ключевых задач завершающих стадий ядерного топливного цикла (ЯТЦ) является иммобилизация высокоактивных отходов (ВАО) от переработки ОЯТ, особенно долгоживущих актинидов и РЗЭ, для чего предпочтительны минералоподобные матрицы на основе муратаита [1]. В России сейчас используют алюмофосфатное (Na-Al-P) стекло, однако его ограничения по включениям долгоживужих актинидов, склонность к девитрификации и недостаточная химическая стойкость в долгосрочной перспективе ставят под сомнение его пригодность для стратегии замкнутого ЯТЦ. Муратаитовая керамика, напротив, обеспечивает более высокую радиационную и гидролитическую устойчивость, а также большую вместимость по трёх- и четырёхвалентным катионам. Цель работы – сравнительное обоснование замены Na-Al-P стекла на муратаитовую керамику, как более надёжной матрицы для иммобилизации ВАО.

В данной работе проведены исследования образцов муратаита состава, масс.% [2]: 50 $TiO_2$, 10 CaO, 10 MnO, 5 $Al_2O_3$, 5 $Fe_2O_3$, 10 $ZrO_2$, 10 – оксиды лантанидов (Ln), актинидов (An) и их смеси (Ln-An). Образцы синтезировали методом холодного прессования – спекания ХПС (1350 – 1400 °C) и кристаллизацией расплава, полученного в индукционной печи с «холодным тиглем» ИПХТ (~1700 °C). 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 водоустойчивость по методике ГОСТ Р 52126-2003, МСС-1, МСС-2. Площадь поверхности определяли с помощью метода БЭТ, растворы на содержание имитаторов радионуклидов после испытаний 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. По полученным данным, синтезированные образцы методом ИПХТ отличаются от ХПС повышенной плотностью и более низкой скоростью выщелачивания. Гамма-облучение до дозы 22 МГр и электронами до дозы 100 МГр образцов, полученных методом ИПХТ 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/(м$^2$·сут). Результаты исследований показывают, что муратаитовая керамика может быть пригодна для иммобилизации РАО.

***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.

# ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В МОДЕЛЬНЫХ СИСТЕМАХ «ВОДА-АЛЬГОФЛОРА-ДОННЫЕ ОСАДКИ» БАССЕЙНОВ-ХРАНИЛИЩ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**Скрылева П.И.[а], Ржевская А.В.[а], Хазанова К.П.[б], Романчук А.Ю.[а]**

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

При выборе наиболее эффективных и экономичных подходов к выводу из эксплуатации объектов ядерного топливного цикла необходимо учитывать множество компонентов и факторов среды, которые могут влиять на поведение присутствующих в системе радионуклидов. Сложность исследования открытых систем, таких как бассейны-хранилища радиоактивных отходов, объясняется наличием в системах зачастую сразу нескольких антропогенных радионуклидов с разными химическими свойствами [1], зависимостью условий в системе от меняющихся условий окружающей среды (например, температуры при смене времён года) [2], а также наличием сезонно меняющихся органического вещества, альгофлоры и микробного сообщества, которые могут определять подвижность радионуклидов в системе [3]. Данная работа была направлена на исследование поведения радионуклидов (Cs, Sr, Am, Pu) в модельных системах «вода-альгофлора-донные осадки».

Ранее научным коллективом были получены и охарактеризованы образцы донных осадков бассейнов-хранилищ радиохимического предприятия, различающихся содержанием глинистой фракции, органического вещества, радионуклидным составом. Для получения информации о подвижности и формах нахождения радионуклидов было установлено длительное (более шести месяцев) взаимодействие донных осадков с раствором, имитирующим воду бассейнов-хранилищ в соотношении Т:Ж 1:20. Дополнительно варьировался pH раствора (7-10,5). Для установления потенциального поглощения водорослями бассейна-хранилища радионуклидов был проведён сорбционный эксперимент для Pu, Am, Cs с культурой Scenedesmus quadricauda. Для выявления механизма поглощения радионуклидов водорослями система «радионуклид-альгофлора» около двух месяцев выдерживалась в условиях смены освещения каждые 12 часов, после в темноте при температуре 4 $^{o}$C (условия, аналогичные периоду осень-зима в естественном водоёме), после в систему был добавлен формалин для полного прекращения жизнедеятельности альгофлоры.

Результаты длительного выщелачивания радионуклидов из донных осадков показали зависимость радионуклидного состава и количества выщелачиваемого радионуклида от pH раствора и состава донных осадков. Системы, выдерживаемые при pH 7, показали наибольшее выщелачивание в количественном отношении (более чем в 2 раза по сравнению с другими системами), наиболее представленным радионуклидом был $^{90}$Sr, в меньшей степени $^{137}$Cs. В системах при pH 9-10 активность выщелата всё ещё преимущественно определялась $^{90}$Sr, однако во всех системах при повышенном pH повышалась подвижность α-излучающего Pu. Реабсорбции радионуклидов не наблюдалось. Эксперименты по взаимодействию Pu, Cs, Am с водорослями показали активное поглощение водорослями Pu (до 50%), в то время как поглощение Cs и Am не превысило 10%.

***Литература***

1. Coutelot et al. *Sci. Total Environ.,* 2023, **857**, 159320.
2. Wasserman et al. *Sci. Rep.,* 2023, **13**, 11046.
3. Merino et al. *Sci. Rep.,* 2023, **13**, 19697.

Работа выполнена при поддержке РНФ (грант № 23-73-30006).

# ОЦЕНКА ВКЛАДА ТОПЛИВНЫХ «ГОРЯЧИХ» ЧАСТИЦ В ЗАГРЯЗНЕНИЕ ПОЧВ ПОЛЕССКОГО ЗАПОВЕДНИКА ПО ДАННЫМ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИИ И ТРЕКОВОЙ РАДИОГРАФИИ

**Смирнова А.Д., Чресленко Е. О., Полякова Т.Р.**

*МГУ имени М.В. Ломоносова, химический факультет, Москва, Россия*
*e-mail: salexa2807@mail.ru*

В результате аварии на Чернобыльской атомной электростанции произошел выброс «горячих» частиц различной природы в окружающую среду. Топливные «горячие» частицы – фрагменты облученного уранового топлива с высокой удельной активностью. При поступлении в окружающую среду они со временем становятся одним из основных компонентнов долгосрочного загрязнения ввиду их кинетической устойчивости и больших периодов полураспада заключенных в них радионуклидов. Полесский Государственный радиационно-экологический заповедник, находящийся на юге республики Беларусь, имеет огромную площадь и является зоной отселения из-за чернобыльских загрязнений. Важной научной задачей является радиоэкологический мониторинг данных земель для последующей реабилитации и рекультивации загрязненных территорий заповедника.

Образцы почв были исследованы методом гамма-спектрометрии для определения соотношения активностей $^{241}$Am / $^{137}$Cs, что служит маркером наличия топливных «горячих» частиц, так как америций является продуктом распада плутония в топливе. Были выполнены радиографические исследования данных почв, что позволило определить долю активности, запасенной в «горячих» частицах. Также были определены почвенные характеристики территорий, такие как pH почвенных вытяжек и потери при прокаливании и рассмотрены зависимости доли активности, запасенной в «горячих» частицах от данных характеристик.

Из образцов почв, где с использованием цифровой и радиографии были обнаружены «горячие» частицы, проводили их выделение квартованием. Часть выделенных «горячих» частиц была проанализирована с использованием альфа-трековой радиографии и растровой электронной микроскопии (рис.1б), что позволило подтвердить наличие в них альфа-излучающих нуклидов, определить морфологию выделенных «горячих» частиц и подтвердить их топливное происхождение (рис.1в).

На данном этапе работы также проводятся исследования для сравнения доли активности, полученной с помощью метода цифровой радиографии с долей, полученной методом альфа-трековой радиографии.

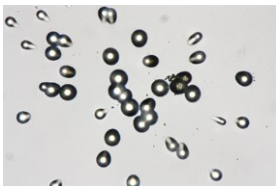
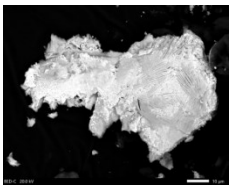
а)  б) 

**Рис. 1.** а) РЭМ-изображение топливной чернобыльской «горячей» частицы; б) Изображение ямок травления альфа-треков чернобыльской «горячей» частицы

Значения удельной активности $^{137}$Cs варьируются от 3 до 2539 Бк/г, $^{241}$Am от 0,01 до 5,4 Бк/г. Вклад активности «горячих» частиц в общую активность проб почв варьируется от 0 до 10,6%. Были обнаружены корреляции для одинаковых видов почв при соотнесении удельных активностей $^{137}$Cs и $^{241}$Am и потерь при прокаливании для ряда точек отбора проб.

# ИЗУЧЕНИЕ СТРУКТУРЫ И ВОДОУСТОЙЧИВОСТИ БОРОСИЛИКАТНЫХ СТЕКОЛ С МОДЕЛЬНЫМИ РАО

**Сняткова А.В., Лодонова Е.Б., Карпович Н.Ф.**

*Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, 194021, Санкт–Петербург, 2-й Муринский пр., 28*
*e-mail: AVSniatkova@khlopin.ru*

Остекловывание радиоактивных отходов высокого уровня активности является общепринятой технологией, позволяющей законсервировать отходы в химически и радиационно- устойчивую компактную матрицу. Подбор оптимальной стекломатрицы и количественная оценка водоустойчивости стекла имеют решающее значение для надежного и безопасного захоронения.

Целью работы было установление зависимостей между структурными характеристиками и водоустойчивостью боросиликатных стекол с РАО.

Синтез стеклофритт (ФР) четырех составов, используемых в настоящее время в России и зарубежом, и стекол (БС) на их основе с модельным раствором РАО ОДЦ ФГУП «ГХК» (10 масс. %) производили методом плавки при температуре 1180ºС. Состав стекофритт (масс. %):

ФР-1: 42,2$SiO_2$-20,5$Na_2O$-19,2$B_2O_3$-9,8$Al_2O_3$-3,5CaO-1,5$K_2O$-3,3Fe2O3;

ФР-2: 57,06$SiO_2$-11,4$Na_2O$-18,0$B_2O_3$-3,53$Al_2O_3$-3,16CaO-3,5$Li_2O$-3,3MnO;

ФР-3: 53,65$SiO_2$-14,24$Na_2O$-16,6$B_2O_3$-5,53$Al_2O_3$-4,71CaO-2,35$Li_2O$-2,94ZnO;

ФР-4: 54,71$SiO_2$-111,36$Na_2O$-13,29$B_2O_3$-6,53$Al_2O_3$-2,64CaO-5,98$Li_2O$-1,72ZnO-3,78$TiO_2$.

Испытания на гидролитическую устойчивость проводили по ГОСТ 52126 – 2003 при температуре 90 ºС.

**Таблица 1.** Скорость выщелачивания элементов и отношение структурных единиц $Q^1$, $Q^2$, $Q^3$, $Q^4$ [$SiO_4$].

| Скорость выщелачивания ·$10^5$, г/см$^2$·сут | | | | | | [$SiO_4$], % | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Стекло | Si | Na | B | Cs | Sr | $Q^1$ | $Q^2$ | $Q^3$ | $Q^4$ |
| ФР-1/БС-1 | 1,6/4,6 | 4,6/6,2 | 6,5/7,5 | -/4,4 | -/4,6 | 35/37 | 64/58 | 1/5 | 0/0 |
| ФР-2/БС-2 | 4,9/6,5 | 3,6/7,4 | 3,6/7,4 | -/6,6 | -/4,4 | 69/42 | 31/53 | 0/5 | 0/0 |
| ФР-3/БС-3 | 2,8/2,0 | 2,0/1,3 | 2,0/1,3 | -/1,1 | -/1,8 | 6/14 | 94/80 | 0/6 | 0/0 |
| ФР-4/БС-4 | 2,2/1,1 | 1,7/0,8 | 1,7/0,8 | -/1,2 | -/0,3 | 48/7 | 52/78 | 0/10 | 0/5 |

По результатам РФА все стекла аморфны, по результатам СЭМ/РСМА – однородны. Структуру стекол исследовали методом спектроскопии комбинационного рассеяния света, и, согласно результатам анализа, соотношение структурных единиц Q [$SiO_4$] в стеклах ФР и БС различно. Полосы $Q^3$ и $Q^4$ образцов ФР менее интенсивны, нежели в спектрах БС. Это свидетельствует о том, что степень полимеризации БС выше – внедрение модельных РАО «укрепляет» силикатную сетку стекла. Однако, несмотря на это, ФР-1 и ФР-2 имеют более высокую водоустойчивость, чем БС на их основе. Это можно связать повышенным содержанием щелочных элементов в БС с РАО, а также их соотношением с бором.

Степень полимеризации БС с РАО возрастает в ряду БС-2→ БС-1→ БС-3 →БС-4, чем объясняется и более высокая водоустойчивость БС-3 и БС-4 по сравнению с другими стеклами.

Работа выполняется при финансовой поддержке специального резервного фонда № 3 ГК «Росатом».

# ОЧИСТКА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АЭС С РЕАКТОРОМ ВВЭР ОТ ИЗОТОПОВ СУРЬМЫ

**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*

Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) являются одним из наиболее сложных объектов с точки зрения химического и радионуклидного состава, требующих комплексных подходов к переработке. Среди множества радионуклидов, присутствующих в таких отходах, особое место занимают изотопы сурьмы, прежде всего Sb-125. Несмотря на сравнительно короткий период полураспада (около 2,8 лет), в условиях эксплуатации водо-водяных реакторов (ВВЭР) сурьма является одним из ключевых дозообразующих нуклидов в периоды плановых остановок и при аварийных ситуациях. В теплоносителе первого контура сурьма активно мигрирует, осаждается на внутренних поверхностях трубопроводов и теплообменников [1].

Существующие методы очистки ЖРО от сурьмы – соосаждение на гидроксидах железа [2], экстракция органическими реагентами, сорбция на оксидах переходных металлов – демонстрируют ограниченную эффективность в условиях сложного солевого фона (высокие концентрации нитратов, боратов, продуктов коррозии) из-за поливалентного состояния сурьмы и образования комплексов. В связи с этим актуальным является поиск альтернативных сорбционных материалов, обладающих повышенной селективностью и устойчивостью к воздействию радиации и агрессивных сред. Оксиды переходных металлов обладают химической и радиационной стабильностью. В настоящей работе исследована возможность применения сорбционных материалов на основе неорганических соединений переходных металлов для извлечения сурьмы (III) из многокомпонентных ЖРО, изучены закономерности сорбции сурьмы в динамических и статических условиях.

В ходе проведенных исследований установлена высокая эффективность применения промышленных и разработанных сорбционных материалов для очистки слабосолевых и борсодержащих ЖРО, включая теплоноситель первого контура и трапные воды АЭС. Сравнительная оценка сорбционных характеристик в идентичных условиях позволила определить коэффициенты распределения, оценить влияние солевого фона, времени контакта фаз и pH на сорбционную емкость, а также определить условия, при которых достигается максимальная эффективность очистки, что позволяет рекомендовать исследованные материалы для переработки ЖРО на АЭС.

***Литература***

1. Семеновых А.С., Шаров Д.А. и др. Анализ международного опыта решения проблемы образования радиоизотопов сурьмы в первом контуре реакторных установок // АНРИ. – 2023. – Т. 114, № 3. – С. 3-17.
2. Jan F., Aslam M., Orfi S.D., Hussain M. Separation of Radionuclides of Silver and Antimony from Low-Level Liquid Waste of Research Reactor by Using Iron(II) Hydrous Oxide Coprecipitation // Separation Science and Technology. – 2005. – Vol. 39, № 5.

Работа выполнена при частичной финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (в рамках базовой части госзадания, проект № FEUZ-2026-0010).

# МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ СТРУКТУРЫ МЕТАЛЛОКОМПЛЕКСОВ ДЛЯ ПРЕДСКАЗАНИЯ КОНСТАНТ УСТОЙЧИВОСТИ В ЗАДАЧАХ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

**Феоктистов М.А., Карпов К.В., Митрофанов А.А.**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,*
*119991, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 3*
*e-mail: feok.mat@gmail.com*

В настоящее время одной из важнейших задач атомной промышленности является переработка отработавшего ядерного топлива, в основе которой лежат экстракционные процессы разделения. Ключевая проблема при дизайне новых экстрагентов - большое число параметров экстракционной системы. Экспериментальный скрининг позволяет охватить лишь небольшой набор молекул и требует значительных затрат ресурсов. Методы квантовой химии обеспечивают хорошую точность расчёта целевых свойств, но вычислительно дороги для больших наборов молекул, поэтому перспективным подходом является машинное обучение.

В данной работе предложен подход к предсказанию константы устойчивости комплексов металл-лиганд состава 1:1 на основе их пространственного строения. Использование трёхмерной структуры молекул в сочетании с трансферным обучением позволяет обобщить модель на комплексы металлов, имеющих небольшой набор экспериментальных данных. Поскольку DFT-оптимизация геометрии вычислительно крайне затратна для больших наборов структур, пространственное строение моделируется в две стадии (рис. 1). На первой стадии модель RDMetallics [1] по SMILES лиганда и иону металла в заданной степени окисления генерирует строку SMARTS металлокомплекса, содержащую информацию о сайтах координации. На второй стадии по ней строится трёхмерная геометрия комплекса с помощью пакета Architector [2], генерирующего конформеры с учётом симметрии координационного полиэдра. Полученная структура преобразуется в трёхмерный граф и подаётся на вход в графовую нейросеть (GNN), предобученную на рекордном по размеру квантово-химическом датасете OMol25 [3], с целью предсказания целевой константы устойчивости.

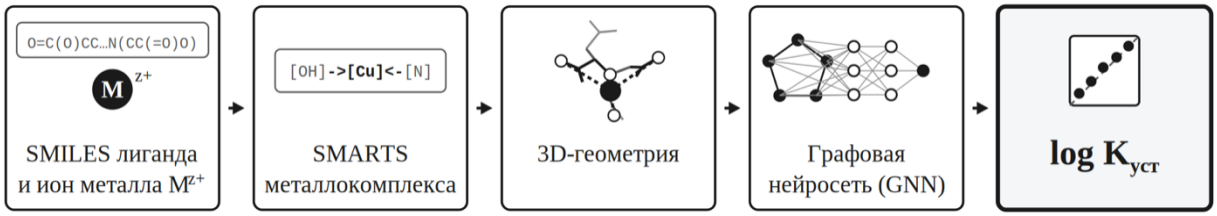



**Рисунок 1**. Общая схема работы модели предсказания констант устойчивости комплексов металл-лиганд на основе их пространственного строения

***Литература***

1. Moldagulov G. et al. Hybrid Computational Strategy for Predicting Complex Ligand–Metal Architectures. Angew. Chem., Int. Ed., 2026, 65, e202524655.
2. Taylor M. G. et al. Architector for High-Throughput Cross-Periodic Table 3D Complex Building. Nat. Commun., 2023, 14, 2786.
3. Levine D. S. et al. The Open Molecules 2025 (OMol25) Dataset, Evaluations, and Models. arXiv, 2025, arXiv:2505.08762.

# ВЛИЯНИЕ ГУМИНОВЫХ И ФУЛЬВОКИСЛОТ НА ПЕРЕНОС КОЛЛОИДНЫХ ЧАСТИЦ В ТРЕЩИНОВАТО-ПОРИСТОЙ СРЕДЕ

**Хабарова М.Р.,[а] Торопов А.С.,[а] Родионова А.А.,[б] Перова В.С.[б]**

*[а]Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,*
*119991, Москва, Ленинские Горы, 1,*
*e-mail: masha.khabarova2017@yandex.ru*
*[б]Институт геохимии и аналитической химии имени В.И. Вернадского РАН,*
*119991, Москва, Косыгина, 19*

В России реализуется проект пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве на участке «Енисейский» Красноярского края. Надежность такой системы определяется многобарьерной защитой, включающей матрицу отходов, стальной контейнер, глинистый буфер и вмещающие породы. При разгерметизации контейнеров и контакта бентонита с подземными водами могут образовываться коллоидные частицы, способные переносить радионуклиды [1,2]. Традиционные двухфазные модели миграции не учитывают влияние растворенного органического вещества (РОВ), в частности гуминовых и фульвокислот, на устойчивость и подвижность коллоидов.

Цель работы заключалась в количественной оценке влияния гуминовых и фульвокислот на перенос бентонитовых коллоидов месторождения 10-й Хутор и сопутствующую мобилизацию катионов в трещиновато-пористой среде раздробленного гнейса участка «Енисейский».

В экспериментах использовали раздробленный гнейс из скважины Р-13 и бентонитовую глины 10-го Хутора. В качестве РОВ использовали препарат фульвокислот «Фульвагра» и препарат гуминовых кислот «Powhumus» в концентрации 10 мг/л. Проведены динамические колоночные эксперименты, в качестве консервативного трассера использовали $Br^-$. Раздробленный гнейс фракции 0,5–1,0 мм загружали в колонку объёмом 12 мл, скорость фильтрации составляла 30 мл/ч. Содержание элементов в фильтратах определяли методом масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой, а перенос оценивали по кривым проскока $C/C_0$.

Натрий и магний переносились с задержкой, а калий интенсивно сорбировался гнейсом ($C/C_0$ = 0,12–0,41). Фульвокислоты немного повышали подвижность калия, а гуминовые кислоты, наоборот, снижали. Высокие значения $C/C_0$ для кальция (6,2–7) обусловлены растворением плагиоклаза и других кальцийсодержащих минералов, при этом кальций переносился преимущественно в растворённой форме. Кремний, алюминий и титан характеризовали перенос коллоидов: фульвокислоты снижали их вынос вследствие роста ионной силы, коагуляции и закрепления частиц на поверхности гнейса. Гуминовые кислоты вызывали потерю 20–25 % коллоидов, но стабилизировали оставшуюся фракцию.

Таким образом, фульвокислоты способствовали агрегации коллоидов и выносу кальция и калия, тогда как гуминовые кислоты стабилизировали коллоидную фракцию и усиливали мобилизацию кальция и железа. Состав растворенного органического вещества необходимо учитывать при оценке миграции радионуклидов и обосновании безопасности пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов.

***Литература***

1. Missana T., Alonso U., Fernández A.M., García-Gutiérrez M. *Applied Geochemistry,* 2018, **97**, 157 – 166.
2. Мартынов К.В., Захарова Е.В., Дорофеев А.Н., и др. *Радиоактивные отходы,* 2020, **3**, 39 – 53.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, проект 26-77-10015.

# ВОЗМОЖНОСТИ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ ДЛЯ ОЦЕНКИ ПОТОКОВ РАО ОТ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ

**Халиков Р.С., Блохин П.А., Крючков Д.В., Кузнецов И.В.**

*Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии Наук,*
*115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52*
*e-mail: khalikov@ibrae.ac.ru*

Развитие атомной энергетики на этапе перехода к двухкомпонентной структуре с замкнутым ядерным топливным циклом (ЗЯТЦ) выдвигает качественно новые требования к эффективности обращения с радиоактивными отходами (РАО). Масштабирование переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на радиохимических производствах приводит к значительному усложнению и диверсификации потоков вторичных отходов. В этих условиях стратегическое функционирование и долгосрочное планирование инфраструктуры по обращению с РАО критически зависят от надежного обеспечения качественными расчетными данными. Прогнозные оценки объемов, классов, активности и физико-химических характеристик образующихся РАО необходимы для оптимизации мощностей по кондиционированию, транспортированию и захоронению РАО, а также для минимизации радиационных и экономических рисков. Таким образом, создание специализированных информационно-аналитических систем (ИАС) становится ключевым инструментом для обоснования технологических и управленческих решений в современной атомной отрасли.

Методика, положенная в основу разрабатываемой в ИБРАЭ РАН информационно-аналитической системы, позволяет проводить детальное моделирование потоков РАО, образующихся при переработке ОЯТ на действующих и перспективных заводах. Методология базируется на российских нормативных документах [1, 2] и современных библиотеках ядерных данных [3]. Разрабатываемая ИАС включает: а) модуль технологических сценариев переработки ОЯТ, описывающих различные варианты фракционирования; б) классификатор РАО в соответствии с нормативными критериями и блок проверки критериев приемлемости для захоронения, позволяющий определять необходимую массу матрицы для выполнения заданного набора критериев; в) динамическую модель, учитывающую ежегодные темпы образования ОЯТ и его передачи на заводы переработки, ограничения по мощностям заводов, годовым квотам приёма ПГЗРО и ППЗРО, а также эволюцию характеристик партий РАО, находящихся на временном хранении до достижения значений характеристик, допускающих захоронение; г) экономический блок, рассчитывающий затраты на кондиционирование, транспортировку, захоронение и временное хранение с учётом тарифов и расстояний.

Разработанная и реализованная ИАС позволит проводить комплексный анализ потоков РАО в условиях замыкания ЯТЦ, выявлять «узкие места», оптимизировать загрузку пунктов захоронения и минимизировать затраты и в перспективе может быть интегрирована в системы поддержки принятия решений при проектировании и эксплуатации объектов инфраструктуры по обращению с РАО.

***Литература***

1. Постановление Правительства РФ от 19.10.2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» (с изменениями и
дополнениями).
2. НП-093-14 «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения»
3. Интерактивная диаграмма МАГАТЭ LiveChart of Nuclides [Электронный ресурс]. URL: https://nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html (дата обращения: 14.07.2026).

# МОДЕЛИРОВАНИЕ СВОЙСТВ СТЕКЛЯННЫХ МАТРИЦ МЕТОДАМИ МАШИННОГО ОБУЧЕНИЯ

**Ходько Н.С.**

*Лаборатория Интеллектуального химического дизайна, кафедра Радиохимии,*
*Москва, Ленинские горы д.1 стр 10,*
*e-mail: khodkons@gmail.com*

Матрицы на основе оксидных стёкол являются перспективным материалом для долгосрочной иммобилизации высокоактивных отходов благодаря высокой физико-химической устойчивости и широким возможностям варьирования состава. При этом экспериментальный перебор составов при разработке матриц является трудоёмким, особенно с учётом необходимости одновременного обеспечения высокой устойчивости к выщелачиванию, требуемых реологических характеристик расплава и возможности получения стабильной аморфной фазы. Для ускорения решения данной многокритериальной задачи целесообразно применение методов машинного обучения.

Ввиду высокой радиоактивности отходов экспериментальная часть работы включает в себя исследование составов с использованием химических аналогов радионуклидов, в частности, Ce (IV), который является химическим аналогом изотопов плутония. Дополнительно, необходимо хотя бы косвенно оценивать кинетическую устойчивость аморфной фазы и возможность её получения при классическом литье, а также устойчивость свойств при малейшем изменении состава.

В рамках работы разработаны предиктивные модели, позволяющие по составу стекла прогнозировать температуру синтеза, динамическую вязкость расплава в заданном диапазоне температур, а также характеристики выщелачивания. Полученные модели использованы для построения генеративного алгоритма многокритериального поиска составов стеклянных матриц с заданными свойствами. При формировании целевой функции дополнительно учитываются ограничения, связанные с количеством компонентов, устойчивостью получаемой аморфной фазы и чувствительностью свойств к изменению состава. Разработанный подход позволяет осуществлять направленный поиск составов, удовлетворяющих совокупности требований к технологии получения и эксплуатационным характеристикам стеклянной матрицы.

# НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ НОРМАТИВНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ В ОБЛАСТИ ИНФОРМАЦИОННОЙ ПОДДЕРЖКИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

**Хохлов Д.А.**

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», 107140, Москва, вн.тер.г. муниципальный округ Красносельский, ул. Малая Красносельская, дом 2/8, корпус 5*
*e-mail: khokhlov@secnrs.ru*

Работы по выводу из эксплуатации (далее – ВЭ) объектов использования атомной энергии (далее – ОИАЭ) характеризуются необходимостью разработки проектных решений по дезактивации и демонтажу систем и элементов ОИАЭ, для подготовки которых необходимо наличие большого объема достоверной и актуальной информации о техническом состоянии ОИАЭ, накопление которой происходит на всех этапах жизненного цикла ОИАЭ, предшествующих его ВЭ.

В федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии установлены требования о необходимости обеспечения сбора, документирования и хранения в базе данных по ВЭ (далее – БД ВЭ) информации, важной для обеспечения безопасности при ВЭ ОИАЭ. Однако требования к способу (форме) хранения информации в БД ВЭ в настоящее время отсутствуют (например, в форме бумажного архива, цифровой базы данных, централизованной информационной системы и т.д.), что затрудняет доступ к необходимой информации, ее поиск и анализ.

Следует отметить, что в 2019 году в Градостроительный кодекс Российской Федерации [1] введено требование о необходимости разработки информационной модели объекта капитального строительства для ОИАЭ, представляющей собой совокупность взаимосвязанных сведений, документов и материалов об объекте капитального строительства, формируемых в электронном виде.

Принимая во внимание вышеуказанные сведения, Ростехнадзором инициирована разработка проекта изменений в НП-091-14 [2] с целью внесения уточненных требований к сохранению информации в БДВЭ ОИАЭ с учетом применения информационных технологий, а именно цифровых инженерно-радиационных моделей (далее – ЦИРМ). Следует отметить, что при разработке дополнительных требований к ведению БД ВЭ ОИАЭ и формированию ЦИРМ применен дифференцированный подход, учитывающий сложность, масштаб и потенциальную радиационную опасность ОИАЭ.

Применение технологий информационного моделирования в процессах планирования и подготовки к ВЭ ОИАЭ способствует повышению качества проектных решений по ВЭ ОИАЭ, а также общему повышению уровня безопасности при выполнении работ. Внесение в НП-091-14 [2] конкретных требований к порядку формирования и ведения БДВЭ с использованием ЦИРМ направлено на создание единого, надежного и прослеживаемого источника информации. Такой подход исключает риски утраты критически важных для безопасности сведений и обеспечивает их преемственность на протяжении всего длительного жизненного цикла ОИАЭ.

***Литература***

1. Градостроительный кодекс Российской Федерации от 29.12.2004 № 190-ФЗ.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения» (НП-091-14), утверждены приказом Ростехнадзора от 20.05.2014 № 216 (Зарегистрирован Минюстом России 14.07.2014 № 33086).

# ЭКСТРАКЦИОННАЯ ПЕРЕРАБОТКА УРАН-ГАДОЛИНИЕВЫХ РАСТВОРОВ

**Хрусталькова М.К.**

*РТУ МИРЭА, Институт тонких химических технологий имени М.В. Ломоносова*
*119571, Москва, проспект Вернадского 86*
*e-mail: hrustali.ik@icloud.com*

На данный момент уран-гадолиниевое топливо является предпочтительным выбором и занимает лидирующее положение при использовании на АЭС топлива с интегрированным выгорающим поглотителем. Для подавления высокой реактивности в начале кампании в активную зону водоохлаждаемого реактора вводятся выгорающие нейтронные поглотители. Этот материал должен обладать значительным сечением захвата нейтронов и не образовывать нежелательных дочерних продуктов деления. Всем этим требованиям полностью соответствует гадолиний, который добавляют в ядерное топливо в виде оксида гадолиния (Gd2O3).

В процессе изготовления уран-гадолиниевого топлива неизбежен брак и отходы. Экстракционная переработка таких материалов имеет существенное значение, так как позволяет сократить объемы образующихся отходов.

Жидкостная экстракция – это процесс извлечения одного или нескольких компонентов из растворов с помощью избирательных растворителей (экстрагентов). При взаимодействии с экстрагентом в нем хорошо растворяются только извлекаемые компоненты и значительно слабее или практически вовсе не растворяются остальные компоненты исходной смеси.

Цель работы – нахождение оптимальных условий для разделения экстракцией урана от гадолиния, используя в качестве экстрагента – трибутилфосфат (ТБФ), растворенного в РЭДе.

Ключевыми показателями, влияющими на экстракцию системы $UO_2(NO_3)_2$-$Gd(NO_3)_3$-ТБФ-$HNO_3$, являются концентрация урана и кислотность системы. Подобран оптимальный режим экстракции: $[U]_{исх}$ = 132 г/л, $[Gd]_{исх}$ = 8,96 г/л, 30% ТБФ в РЭДе.

Разработана технологическая схема из 28 центробежных экстракторов ЭЦК-140.

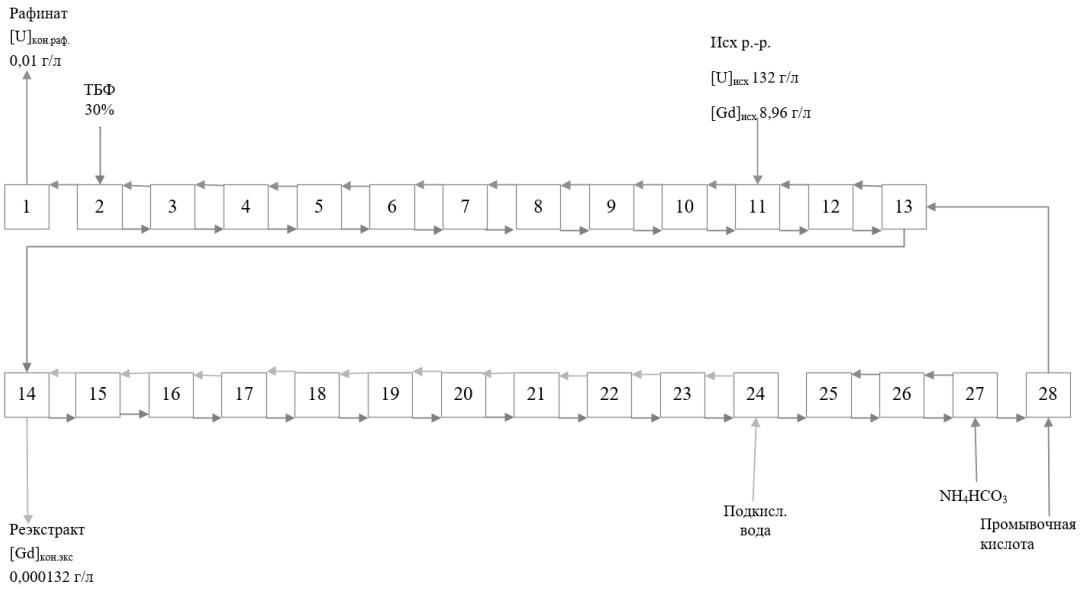



**Рисунок 1**. Технологическая схема экстракционной установки.

# УСТАНОВЛЕНИЕ МЕХАНИЗМА ЭКСТРАКЦИИ УРАНА(VI) ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ С ПОМОЩЬЮ ГЛУБОКИХ ЭВТЕКТИЧЕСКИХ РАСТВОРИТЕЛЕЙ НА ОСНОВЕ ЧЕТВЕРТИЧНЫХ ДИФОСФОНИЕВЫХ СОЛЕЙ И ГЕКСАНОВОЙ КИСЛОТЫ

**Черунков П.П.**[а], **Фоминых А.Ю.**[а,б], **Борисова Н.Е.**[а], **Матвеев П.И.**[а,б]

[а]*Московский Государственный Университет имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, 119991, г. Москва, Ленинские горы, д.1, с.3, ГСП-1;*
*e-mail: pawel.tcherunkov@yandex.ru*
[б]*Институт физической химии и электрохимии имени А. Н. Фрумкина РАН, 119071, г. Москва, Ленинский проспект, д.31, к.4.*

Перспективными экстрагентами для извлечения актинидов являются четвертичные аммониевые и фосфониевые соли, а также глубокие эвтектические растворители (DES – deep eutectic solvent) на их основе. DES отличаются простотой синтеза и рассматриваются как возможная альтернатива токсичным системам [1,2].

В рамках настоящей работы исследованы DES на основе четвертичных дифосфониевых солей (Рисунок 1) и гексановой кислоты в мольном соотношении 1 к 5. Установлено, что полученные системы сохраняют устойчивость в присутствии 3М раствора $HNO_3$ и обеспечивают ёмкость по урану до $130 \pm 10$ г/л. Определено координационное окружение урана (VI) в наиболее ёмкой системе методами ИК-/КР-спектроскопии и методом спектроскопии EXAFS. Методом РСА исследованы кристаллы, полученные в системах на основе dPC2 и dPC4. Установлено, что анионная часть кристаллов для систем на основе dPC2 представлена комплексом $[UO_2(NO_3)_4]^{2-}$, а для системы на основе dPC4 – $[UO_2(NO_3)_3]^-$. В сочетании с данными спектроскопических методов анализа можно сделать вывод, что $UO_2^{2+}$ экстрагируется преимущественно в форме комплекса $[UO_2(NO_3)_3]^-$.

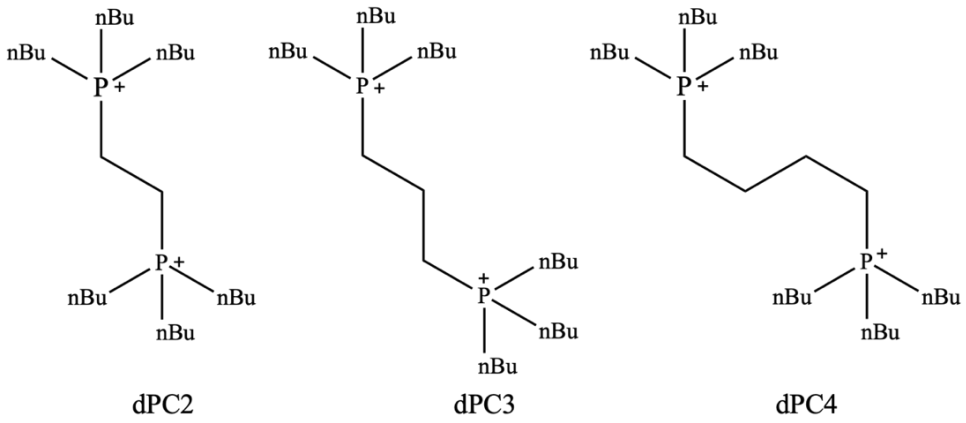



**Рисунок 1**. Структурные формулы четвертичных дифосфониевых солей, использованных в данной работе.

***Литература***

1. Birkett J. E. et al. Recent Developments in the PUREX Process for Nuclear Fuel Reprocessing: Complexant Based Stripping for Uranium/Plutonium Separation // CHIMIA. 2005. V. 59, № 12. P. 898–904.
2. Leksina U. M. et al. Diphosphonium based deep eutectic solvent for extraction of d- and f- elements from hydrochloric solutions // J. Mol. Liq. 2025. V. 438. P. 128638.

Работа выполнена при поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (соглашение о предоставлении гранта № 075-15-2025-583).

# УСТАНОВЛЕНИЕ МЕХАНИЗОВ ФОРМИРОВАНИЯ СМЕШАННЫХ ФОСФАТНЫХ ФАЗ Ca-K-Ce(III)

**Шаповалова В.П.,[а] Листова А.Л.,[а] Кузенкова А.С.,[а] Плахова Т.В.,[а] Куликова Е.С.,[б] Япаскурт В.О.,[а] Романчук А.Ю.[а]**

*[а]Московский государственный университет имени М. В. Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы 1, e-mail: varvarasapovalova9@gmail.com*
*[б]НИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова,1*

Нанодисперсный диоксид церия ($CeO_2$) в настоящее время является широко используемым инженерным наноматериалом. Растущий спрос на материалы на основе церия неизбежно ведет к накоплению $CeO_2$ в окружающей среде и взаимодействию с живыми организмами. При этом, дальнейшее взаимодействие наночастиц с различными физиологическими жидкостями, образование новых физико-химических форм церия и свойства этих соединений будут определять преимущественное накопление церия в различных органах, метаболизм, токсичность и выведение церия из организма. Кроме того, $CeO_2$ часто рассматривают как основной нерадиоактивный аналог диоксидов четырёхвалентных актинидов $AnO_2$ (где An = Pu, Th, U). Изучение свойств оксидных соединений актинидов затруднено ввиду их радиоактивности и сложного химического поведения. Именно поэтому понимание поведения церия в различных условиях позволяет существенно расширить экспериментальную базу при исследовании радиоактивных материалов. Ранее проводились *in vivo* исследования по определению биораспределения и накопления церия в органах мыши, которые показали задержку церия в лёгких с переформированием наночастиц $CeO_2$ в фосфат Ce(III) с предполагаемой формулой $KCaCe(PO_4)_2$. Однако, до сих пор открытым остаётся вопрос понимания процесса переформирования диоксида в смешанное фосфатное соединение церия. Поэтому целью данной работы было установление механизма формирования смешанных фосфатных фаз Ca-K-Ce(III).

В представленной работе был проведен ряд гидротермальных синтезов соединения $KCaCe(PO_4)_2$ из растворов $Ce(NO_3)_3$, $CaCl_2$ и $K_3PO_4$ с варьированием соотношения компонентов раствора при 240°C. Результирующие твёрдые фазы были характеризованы при помощи рентгеновской дифракции (РД) и растровой электронной микроскопией с энергодисперсионным анализом (РЭМ с ЭДС). Установлено, что соединение смешанного фосфата церия обладает рентгенограммой схожей с рабдофаном $CePO_4$. Однако, по данным ЭДС, в случае смешанного фосфата наблюдается интеркаляция катионов калия и кальция в структуру твёрдой фазы. Кроме того, при увеличении содержания калия в системе наблюдается уменьшение размеров кристаллов смешанного фосфата церия.

Проводилось экспериментальное изучение процессов катионного обмена $Ca^{2+}/K^+ \leftrightarrow CePO_4$, а также исследование переформирования $CeO_2$ в растворах, содержащих указанные катионы. Твёрдые фазы помещали в растворы, где варьировались соотношения катионов $K^+/Ca^{2+}$ и значения pH растворов. В процессе эксперимента контролировалось изменение состава твёрдой фазы (РЭМ с ЭДС) и структуры фазы (РД). В результате экспериментов наблюдался катионный обмен в структуре рабдофана $CePO_4$ между церием и катионами $K^+$ и $Ca^{2+}$. Степень включения катионов возрастает с увеличением pH раствора, но не зависит от концентрации катионов в растворе. Установлено, что в течение 34 дней $CeO_2$ не претерпевает структурных изменений в среде $K^+$-$Ca^{2+}$-$PO_4^{3-}$, что подтверждает его высокую термодинамическую стабильность.

# ПОДХОДЫ К ПРОВЕДЕНИЮ КОМПЬЮТЕРНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВОЗМОЖНОСТИ РАЗВИТИЯ ТЕПЛОВОГО ВЗРЫВА В СОРБЦИОННОМ ОБОРУДОВАНИИ С ТВЕРДОФАЗНЫМ ЭКСТРАГЕНТОМ НА ОСНОВЕ ТРИБУТИЛФОСФАТА

**Шеламов К.В.**

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

Компьютерное моделирование широко применяется для оценки пожаровзрывобезопасности технологических процессов на объектах ядерного топливного цикла [1]. Оно позволяет оценить динамику тепловыделения и роста температуры в аппаратах, смоделировать граничные условия возникновения теплового взрыва в системах с учетом множества факторов. Для компьютерного моделирования необходима информация о скорости протекающих реакций окисления и/или разложения, которую можно получить с помощью проведения экспериментальных исследований, например, методом дифференциально-сканирующей калориметрии (ДСК). В настоящей работе компьютерное моделирование было применено для оценки граничных условий возникновения теплового взрыва в сорбционной колонне с твердофазным экстрагентом (ТВЭКС) на основе трибутилфосфата (ТБФ). ТВЭКС-ТБФ рассматривается перспективным к применению для доизвлечения урана из высокоактивных растворов при переработке отработавшего ядерного топлива.

Информация о поведении ТВЭКС-ТБФ в контакте с азотнокислыми растворами при нагревании в настоящей работе была получена методом ДСК [2], для этого исследовали системы «ТВЭКС-ТБФ – азотная кислота» с различными концентрациями азотной кислоты (4 – 10 моль/л) при разной скорости нагрева (1 – 10 К/мин). Установлено, что ТВЭКС-ТБФ в контакте с азотной кислотой разлагается экзотермически с теплотой более 300 Дж/г при температурах выше 100 °С. Получены графические зависимости величины удельного тепловыделения, температуры начала разложения в зависимости от концентрации азотной кислоты. Оценку кинетических параметров проводили в программе для ЭВМ Arks FK, реализующей методы математической оптимизации.

Различные подходы к оценке условий возникновения теплового взрыва реализованы в программе для ЭВМ Arks TE и заключаются в варьировании начальных условий моделирования. В настоящей работе были использованы данные подходы, изменяя следующие параметры: геометрия аппарата в виде вертикального цилиндра, теплофизические характеристики смеси, условия теплоотвода, дополнительное тепловыделение радиогенного происхождения. По результатам моделирования различных сценариев оценивали температуру, при которой не исключено развитие теплового взрыва, и период индукции до теплового взрыва. Был спрогнозирован наиболее консервативный сценарий развития теплового взрыва в системе.

***Литература***

1. Wang S.-Y., Kossoy A.A., Yao Y.-D. [et al.] *Thermochimica Acta*, 2017, **655**, 319 – 325.
2. Национальный стандарт Российской Федерации. Пластмассы. Смолы фенольные. Определение теплоты и температуры реакции методом дифференциальной сканирующей калориметрии (ГОСТ Р 57920-2017).

# РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ МЕЖДУ РАСТВОРЕННОЙ, КОЛЛОИДНОЙ И ВЗВЕШЕННОЙ ФОРМАМИ В СИСТЕМЕ «САПРОПЕЛЬ–ВОДА»

**Ширабон О.А.[а], Цзин Мэнцзе[б], Федотова А.К.[а], Кузьменкова Н.В.[а]**

*[а]Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, кафедра радиохимии, 119991, Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 3,*
*[б]Ланьчжоуский университет, школа ядерных наук и технологий, Китай*
*e-mail: osirabon@gmail.com*

Миграционная способность радионуклидов в природных водах определяется их распределением между растворенной, коллоидной и взвешенной формами. Органическое вещество донных отложений влияет на это распределение и, соответственно, на подвижность радионуклидов. Целью работы является установление распределения плутония, америция, технеция и цезия между растворенной, коллоидной и взвешенной формами в модельной системе «сапропель–вода».

Модельная система представляла собой 1 г сапропеля смешанного со 100 мл модельной морской воды (NaCl – 21 г/л; $CaCl_2$ – 0,996 г/л; $MgCl_2$ – 4,45 г/л; $Na_2SO_4$; KCl – 0,6; $NaHCO_3$ – 0,17 г/л; KBr – 0.08 г/л; ). После предварительного перемешивания в течение 24 часов в систему вносили $^{137}$Cs (540 Бк), $^{99}$Tc (964 Бк), $^{239,240}$Pu (694 Бк) и $^{241}$Am (227 Бк). Образцы выдерживали при постоянном перемешивании 48 ч при комнатной температуре. Последовательным фильтрованием через мембраны с размером пор 0,45 и 0,10 мкм выделяли три фракции: >0,45 мкм, 0,10-0,45 мкм и <0,1 мкм. Последняя включала растворенные и коллоидные формы. Эксперименты проводили в трех повторностях.

Активности $^{137}$Cs и $^{241}$Am определяли с помощью гамма-спектрометрии. Радиохимическое разделение и очистку $^{99}$Tc и $^{239,240}$Pu проводили с использованием смол LZU-Tc (сорбент на основе кватернизованного пористого поли(винилимидазол) и LZU-Pu (сорбент на основе ТОФО/XAD-7) соответственно, активность радионуклидов определяли методом жидкостной сцинтилляционной спектрометрии. Фильтры с частицами сапропеля предварительно растворяли. Результаты выражали в процентах от внесенной активности; выход рассчитывался как сумма активностей во всех трех фракциях.

Во фракции <0,1 мкм было обнаружено (100 ± 10) % внесённой активности $^{99}$Tc, что указывает на полное нахождение технеция в фильтрате, предположительно в форме пертехнетат-аниона. Для $^{137}$Cs во фракциях >0,45 мкм, 0,1 – 0,45 мкм, < 0,1 мкм содержание во фракциях составило 21±5%; 0,03±0,02% и 61±8%, для $^{239,240}$Pu – 60±5%; 0,03±0,02% и 2±1%, для $^{241}$Am – 99±8%; 0,02±0,01% и 0,1±0,1%. Таким образом, америций практически полностью, а плутоний преимущественно ассоциированы с частицами сапропеля размером >0,45 мкм; цезий распределен между фильтратом и крупнодисперсной фракцией. Содержание всех радионуклидов во фракции 0,1-0,45 мкм не превышало 0,03%.

Выход составил 100±10% для $^{99}$Tc, 82±8% для $^{137}$Cs, 62±6% для $^{239,240}$Pu и 99±8% для $^{241}$Am. Низкий выход Pu ограничивает количественную интерпретацию и может быть связан с потерями при растворении фильтра с частицами сапропеля. Несмотря на эти ограничения, потенциальная миграционная способность снижается в ряду: $^{99}$Tc > $^{137}$Cs >> $^{239,240}$Pu ≥ $^{241}$Am.

Работа выполнена при поддержке гранта РНФ № 25-43-0052

# ВЛИЯНИЕ КОМПЛЕКСООБРАЗОВАНИЯ И СОСТАВА ВОДНО-ОРГАНИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ НА РАДИОЛИТИЧЕСКУЮ ДЕГРАДАЦИЮ ЭКСТРАГЕНТА ET-HEXPH-DAPHENCN

**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*

Образование значительных объёмов отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), которое из-за высокой радиоактивности требует изоляции на тысячи лет, является ключевой проблемой ядерной энергетики. Экологически и экономически обоснованной альтернативой захоронению ОЯТ является его переработка. Основным подходом по отношению к данной проблеме является жидкость-жидкостная экстракция.

В данной работе исследовано влияние комплексообразования, а также наличия контакта с водной фазой на радиолитическую устойчивость экстрагента N,N′-ди(пара-гексилфенил)-N,N′-диэтил-диамид 4,7-дициано-1,10-фенантролин-2,9-дикарбоновой кислоты (Et-HexPh-DAPhenCN) [2] в растворителе м-нитробензотрифторид (F-3).

Растворы экстрагента и его комплекса с $Nd(NO_3)_3$ были подвергнуты внешнему гамма-облучению до 250 кГр. Для экстрагента и комплекса изучались 3 системы: индивидуальная органическая фаза, органическая фаза в контакте с водой, органическая фаза в контакте с раствором $Nd(NO_3)_3$ с 3 М $HNO_3$. После облучения образцы были исследованы с помощью методов ВЭЖХ-МС/МС и ИСП-МС, определены константы радиолиза и продукты радиолиза. Для объяснения наблюдаемых эффектов проведены расчеты индексов Фукуи на основе теории функционала плотности. Также изучено изменение экстракционных свойств лиганда по отношению к Am и Eu в 3М $HNO_3$ при облучении до 250 кГр.

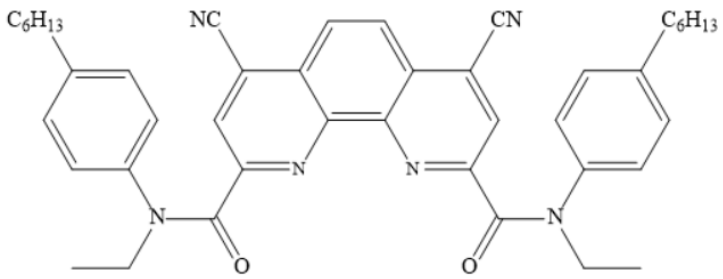



**Рисунок 1.** Структурная формула Et-HexPh-DAPhenCN

Установлено, что комплексообразование не оказывает значительного влияния на радиолитическую устойчивость экстрагента и качественный состав продуктов радиолиза. Наличие контакта органической фазы с водой при облучении также не приводит к значимому изменению дозовой константы, тогда как при контакте с азотнокислым раствором $Nd(NO_3)_3$ наблюдается рост дозовой константы на 150–250%. Обнаружено, что добавление воды в качестве контактирующей среды подавляет реэкстракцию неодима, увеличивая коэффициент распределения данного процесса на 3–4 порядка. Коэффициенты распределения Am и Eu снижаются на 34% и 30% соответственно при достижении дозы 100 кГр.

***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.
2. Матвеев П.И. Экстракционные системы на основе диамидов 4,7-замещённыхфенантролин-дикарбоновых кислот для выделения и разделения америция(III) и кюрия(III) // Диссертация на соискание ученой степени кандидата наук. 2019. С.127.

# ПОЛУЧЕНИЕ И ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКИХ СМОЛ НА ОСНОВЕ ФЕНАНТРОЛИН-ДИФОСФОНАТА ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ U(VI) И Th(IV)

**Ярышев В.Ю., Гопин А.В., Лопатин Д.А., Абель А.С., Глушков Е.Д., Матвеев П.И., Конопкина Е.А.**

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

Одной из проблем ядерной энергетики является удорожание добычи урановой руды, и выделение урана как основного компонента ядерного топлива [1]. Одним из возможных решений может стать переход к ториевому ядерно-топливному циклу. $^{232}$Th представляет интерес для ядерной энергетики благодаря его превращению в $^{233}$U при нейтронном облучении. $^{233}$U, в свою очередь, может быть использован в жидкосолевых реакторах, которые характеризуются высокой ядерной безопасностью. Более того, резервы $^{232}$Th значительно превышают запасы урана. Одним из экспериментальных подходов по разделению катионов U(VI)/Th(IV) является экстракционная хроматография. Этот подход сочетает высокую селективность, обеспечиваемую подбором экстрагента, и возможность реализации каскадных разделительных систем.

В данной работе предложена новая экстракционно-хроматографическая смола на основе экстрагента тетра-(2-этилгексил)(1,10-фенантролин-2,9-диил)дифосфоната (L) (Рис. 1), охарактеризованы её сорбционные свойства по отношению к U(VI) и Th(IV) и оценены перспективы её использования для разделения этих катионов.

Сорбцию U(VI) и Th(IV) изучали в статических условиях из 2.5 M $HNO_3$. Изотермы наилучшим образом описываются моделью Ленгмюра ($R^2 > 0.98$) с ёмкостью 14.7 мг U/г и 8.94 мг Th/г. Кинетика сорбции подчиняется уравнению псевдовторого порядка; время выхода на насыщение составляет ~3 мин для урана и ~10 мин для тория. При этом максимальная ёмкость по урану в 1.5–1.6 раза превышает таковую для тория, что объясняется различной стехиометрией комплексов: в случае жидкостной экстракции при высоких концентрациях урана возможно образование комплекса с соотношением U:L = 2:1 [2], тогда как торий образует комплекс с соотношением 1:1. В твёрдой фазе, по-видимому, наблюдается промежуточная стехиометрия U:L ≈ 1.6:1. Колоночные эксперименты показали возможность разделения U(VI) и Th(IV): при элюировании урана 0.8 M $HNO_3$, а тория – 0.1 M $Na_2H_2EDTA$.

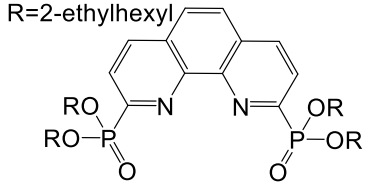



**Рисунок 1.** Структура используемого экстрагента

***Литература***

1. Shannak S., Cochrane L., Bobarykina D. *International Journal of Sustainable Energy*, 2025, **44**(1), 2457376.
2. Gutorova S.V., Novichkov D.A., Trigub A.L., et al. *Journal of Molecular Liquids*, 2024, **415**, 126382.

Работа выполнена при финансовой поддержке РНФ, номер гранта 26-73-00109.

**Авторский указатель**


Авакян Н.А., 1
Архипова М.А., 2
Афанасьев И.А., 3
Бабитова Е.С., 4
Баранов Д.Ю., 5
Басова А.А., 6
Белова М.М., 7
Большакова И.А., 8
Бречалов А.А., 9
Васильченко Е.С., 10
Гурбанов М.Э., 11
Жаркова В.О., 12
Журба В.С., 13
Зорин Е.С., 14
Зубкова В.В., 15
Камыщева Р.А., 16
Каптаков В.О., 17
Кокшаров Н.Р., 18
Коновалова К.Э., 19
Космычёв А.С., 20
Крот А.Д., 21
Кублинский М.К., 22, 23
Кузенкова А.С., 24
Кутепова М.Ю., 25
Листова А.Л., 26
Львов А.П., 27
Марков А.Р., 28
Меньшикова-Тонян И.Р., 29
Метленков Н.А., 30
Минушкин Р.А., 31
Моисеенко А.А., 32
Назаренко К.М., 33
Новиков А.П., 34
Новичков Д.А., 35
Осипенко А.А., 36
Павлова П.Л., 37
Панфилов Ю.П., 38
Перова В.С., 39
Руденко М.А., 40
Семяшкин Н.Д., 41
Серая С.А., 42
Сидорова Э.С., 43
Ситанская А.В., 44
Скворцов М.В., 45
Скрылева П.И., 46
Смирнова А.Д., 47
Сняткова А.В., 48
Суетина А.К., 49
Феоктистов М.А., 50
Хабарова М.Р., 51
Халиков Р.С., 52
Ходько Н.С., 53
Хохлов Д.А., 54
Хрусталькова М.К., 55
Черунков П.П., 56
Шаповалова В.П., 57
Шеламов К.В., 58
Ширабон О.А., 59
Яблонский М.Д., 60
Ярышев В.Ю., 61