



IX Российская конференция  
с международным участием  
**Радиохимия 2018**

17-21 сентября 2018 г.  
Санкт-Петербург

# СБОРНИК ТЕЗИСОВ



# IX Российская конференция с международным участием «Радиохимия 2018»

17 – 21 сентября 2018 г., Санкт-Петербург

## ОРГАНИЗАТОРЫ

*Российская академия наук*



*Государственная  
корпорация  
по атомной энергии  
«РОСАТОМ»*



*АО «Радиевый  
институт»*



*Межведомственный научный совет  
по радиохимии при Президиуме РАН  
и Госкорпорации «Росатом»*

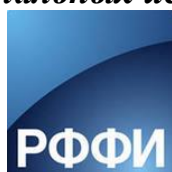


*МГУ имени М.В. Ломоносова*



## СПОНСОРЫ

*Российский фонд  
фундаментальных исследований*



*ФГУП «ПО «МАЯК»*



*Triskem International*



*ООО «СокТрейд Ко»*



*ЗАО «Акрус»*



*АО «Приборы»*



УДК 541.15 + 621.039.7 (063)

**IX Российская конференция с международным участием «Радиохимия 2018»: Сборник тезисов, г. Санкт-Петербург, 17 – 21 сентября 2018 г. – Санкт-Петербург. 2018 – 536 с.**

Сборник содержит тезисы докладов, представленных участниками IX Российской конференции с международным участием «Радиохимия 2018», организованной РАН, Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом», Межведомственным научным советом по радиохимии при Президиуме РАН и Госкорпорации «Росатом», АО «Радиевый институт», РФФИ, МГУ имени М.В.Ломоносова. Сборник содержит тезисы докладов пленарных заседаний и тематических устных и стендовых секций: фундаментальная радиохимия, методы разделения радионуклидов, радиохимические технологии, обращение с радиоактивными отходами, поведение радионуклидов в окружающей среде, аналитическая химия радиоактивных элементов, ядерная медицина.

Для специалистов в области радиохимии, радиоэкологии, обращения с радиоактивными отходами, ядерной медицины.

Редакционная коллегия: академик Мясоедов Б.Ф. (сопредседатель), член-корреспондент, профессор Калмыков С.Н., к.х.н. Петров В.Г.

**Сопредседатели конференции**

академик **Б.Ф. Мясоедов**, Президиум РАН

**А.А. Серегин**, АО «Радиевый институт»

**Заместители сопредседателей**

член-корреспондент **С.Н. Калмыков**,  
МГУ имени М.В. Ломоносова

**И.В. Смирнов**,  
АО «Радиевый институт»

**С.Е. Винокуров**,  
ГЕОХИ РАН

**Организационный комитет**

**Ананьев А.В.** АО ВНИИХТ  
**Баторшин Г.В.** АО «ФЦНИВТ «СНПО«Элерон»  
**Будька А.К.** ГК «Росатом»  
**Воронина А.В.** УрФУ  
**Гаврилов П.М.** ФГУП «ГХК»  
**Дмитриев С.Н.** ОИЯИ  
**Ершов Б.Г.**, чл.-корр. ИФХЭ РАН  
**Зубков А.А.** АО «СХК»  
**Кодина Г.Е.** ФМБЦ им. А.И. Бурназяна  
**Колупаев Д.Н.** ПО «Маяк»  
**Крюков О.В.** ГК «Росатом»  
**Кудрявцев Е.Г.** ЦМТУ Ростехнадзор  
**Линге И.И.** ИБРАЭ РАН  
**Магомедбеков Э.П.** РХТУ  
**Мокров Ю.Г.** ПО «Маяк»  
**Мясоедов Н.Ф.** ак. ИМГ РАН  
**Орлова А.И.** ННГУ  
**Петров В.Г.** МГУ  
**Сарычев Г.А.** ЗАО НИИ  
**Сидоренко Г.В.** АО «Радиевый институт»  
**Соболев А.И.** ФГУП «РосРао»  
**Тананаев И.Г.**, чл.-корр. ДВФУ, ПО «Маяк»  
**Тетерин Ю.А.** НИЦ «Курчатовский институт»  
**Федоров Ю.С.** СПбГТИ(ТУ)  
**Хаперская А.В.** ГК «Росатом»  
**Цивадзе А.Ю.**, ак. ИФХЭ РАН  
**Чекмарев А.М.**, чл.-корр. РХТУ  
**Шадрин А.Ю.** АО ВНИИИМ  
**Юдинцев С.В.**, чл.-корр. ИГЕМ РАН

**Организационный комитет**

**Калмыков С.Н.**, чл.-корр. (председатель) МГУ  
**Винокуров С.Е.** ГЕОХИ РАН  
**Кулюхин С.А.** ИФХЭ РАН  
**Петров В.Г.** МГУ  
**Смирнов И.В.** АО «Радиевый институт»  
**Стефановский С.В.** ИФХЭ РАН  
**Яковлев Р.Ю.** ГЕОХИ РАН

**Рабочая группа**

**Смирнов И.В.** (соруководитель) АО «Радиевый институт»  
**Винокуров С.Е.** (соруководитель) ГЕОХИ РАН  
**Власова И.Э.** МГУ  
**Зубехина Б.Ю.** АО «Радиевый институт»  
**Кудинов А.С.** АО «Радиевый институт»  
**Кузьменкова Н.В.** ГЕОХИ РАН, МГУ  
**Петров В.Г.** МГУ  
**Романчук А.Ю.** МГУ  
**Рябкова Н.В.** АО «Радиевый институт»  
**Толстой Д.Д.** АО «Радиевый институт»

© Межведомственный научный совет по радиохимии при Президиуме РАН и Госкорпорации «Росатом», 2018

© Авторы докладов, 2018

*При финансовой поддержке РФФИ (грант 18-03-20084-з), ФГУП «ПО «Маяк», Triskem International, ЗАО «Акрус», АО «Приборы», ООО «СокТрейд Ко».*

**Уважаемые коллеги, участники IX Российской конференции с международным участием «Радиохимия 2018»!**

С момента открытия радиоактивности около 120 лет назад и появления такого нового направления в химии как «Радиохимия», учеными накоплен огромный объем как фундаментальных знаний об основных закономерностях радиоактивного распада, химических свойствах природных и искусственных радиоактивных элементах, так и о многочисленных практических применениях ядерной энергии, определивших основные пути развития современного общества в прошедшем и текущем столетиях.

Вторая половина XX века ознаменовалась разработкой ядерного оружия, а затем и мирной ядерной энергетикой, чему предшествовало открытие новых трансурановых элементов – от Np и Pu до Md. Разработка технологий выделения и очистки делящихся материалов легла на плечи радиохимиков. Для этого были разработаны методы выделения делящихся нуклидов из облученных мишеней с использованием хроматографии и экстракция более тяжелых трансплутониевых элементов – разделением и идентификацией в газовой фазе (элементы от Rf до Rg). В последние годы учеными России, США и Японии, были впервые синтезированы и идентифицированы тяжелые изотопы элементов с атомными номерами от 112 до 118 (от Cn до Og).

Усилия радиохимиков в период практического освоения атомной энергии были направлены на разработку эффективных методов выделения урана из минерального сырья, получение ядерного топлива, переработку отработавшего ядерного топлива с целью выделения плутония и регенерации обогатённого урана. Огромную роль в решении этих задач сыграли экстракционные методы выделения, разделения и концентрирования с использованием различных классов органических соединений и их смесей. Отечественными радиохимиками предложены рекордные по своей селективности экстрагенты для решения одной из наиболее сложных задач – разделения Eu, Am и Cm.

В настоящее время остро стоят задачи создания принципиально новых процессов фабрикации ядерного топлива и переработки отработавшего топлива; методов обращения с радиоактивными отходами, прежде всего фракционирования высокорadioактивных отходов, и обеспечение их длительного безопасного хранения; разработка и создание новых типов инженерных барьеров, а также изучение закономерностей поведения техногенных радионуклидов в окружающей среде. Важнейшей задачей для радиохимиков является разработка методов и подходов вывода из эксплуатации ядерно-, радиационноопасных объектов и реабилитации ранее загрязненных территорий.

Другим важнейшим направлением исследований и разработок в современной радиохимии является создание новых радиофармпрепаратов для диагностики и лечения социально значимых заболеваний.

Для успешного решения этих актуальных задач радиохимии крайне необходимо дальнейшее развитие современных и создание новых, высокоэффективных и простых методов концентрирования, выделения и разделения различных веществ, в том числе и радиоактивных. Новые интересные подходы и полученные результаты в этом направлении будут представлены и обсуждены в рамках предстоящего симпозиума.

Желаю всем участникам Конференции новых интересных встреч, дискуссий и больших творческих успехов.

Председатель Межведомственного  
научного совета по радиохимии при  
Президиуме РАН и ГК «Росатом»  
академик РАН

Б.Ф. Мясоедов

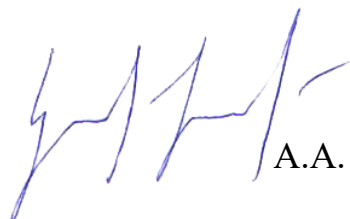
**Уважаемые участники конференции, гости, коллеги!**

Приветствую вас в Санкт-Петербурге – колыбели отечественной радиохимии! Этот год юбилейный для радиохимии – сто лет с начала работ по созданию российской радиевой промышленности. За это время радиохимия сформировалась как наука и достигла колоссальных практических результатов. Наша конференция «Радиохимия 2018» продолжает лучшие традиции личных встреч ведущих ученых для обмена передовым опытом и знаниями по широкому кругу научных направлений.

Девятая Российская конференции с международным участием «Радиохимия 2018» проходит на базе Радиевого института - первого в нашей стране научного учреждения, занимающегося комплексным исследованием явления радиоактивности. Радиохимиками нашего института разработаны технологии переработки ОЯТ и выделения ценных радионуклидов, освоен выпуск радиофармпрепаратов, налажена система радиоэкологического мониторинга. Основной ресурс технологического прорыва и залог успешного будущего - научные знания ученых и инженеров нашего института, которыми мы всегда готовы поделиться с коллегами.

Желаю всем участникам и организаторам конференции плодотворной работы, конструктивного диалога и эффективного взаимодействия!

Генеральный директор Радиевого института



А.А. Серёгин

## СОДЕРЖАНИЕ

### ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

ПРОЕКТ ПРОРЫВ – ЗАМЫКАНИЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯЭ НА БАЗЕ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ <i>Е.О. Адамов, Л.А. Большой, В.В. Лемехов, Ю.С. Мочалов, В.И. Рачков, А.Ю. Шадрин.</i>	43
РЕШЕНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ И ПРОЕКТНЫХ ЗАДАЧ - ОДНО ИЗ НОВЫХ НАПРАВЛЕНИЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ АО «ФЦНИВТ «СНПО «ЭЛЕРОН» <i>Г.Ш. Баторшин, В.А. Буянов.</i>	45
СТРАТЕГИЯ И СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ ИССЛЕДОВАНИЙ В ПОДЗЕМНОЙ ЛАБОРАТОРИИ В НИЖНЕКАНСКОМ МАССИВЕ <i>И.И. Линге, С.С. Уткин, Б.Т. Кочкин, К.В. Мартынов.</i>	47
МАТЕРИАЛЫ И ТЕХНОЛОГИИ СОЗДАНИЯ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ РАО <i>Е.В. Захарова, К.В. Мартынов, Н.Д. Андриященко, Я.Ю. Ершова, В.О. Жаркова.</i>	49
ДОСТАВКА ЭМИТТЕРОВ ЭЛЕКТРОНОВ ОЖЕ В ЯДРА РАКОВЫХ КЛЕТОК- МИШЕНЕЙ МОДУЛЬНЫМИ НАНОТРАНСПОРТЕРАМИ В ЦЕЛЯХ ТЕРАПИИ РАКА <i>А.С. Соколов, А.А. Розенкранц, Т.А. Слестникова, А.В. Уласов, Ю.В. Храпцов, Т.Н. Лупанова.</i>	51
ВЫДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ЩЕЛОЧНЫХ СРЕД <i>И.В. Смирнов.</i>	52
ПОВЕДЕНИЕ ПЛУТОНИЯ В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ – ОБРАЗОВАНИЕ, СВОЙСТВА И ПОВЕДЕНИЕ НАНОЧАСТИЦ <i>С.Н. Калмыков.</i>	53
РАЗВИТИЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА ДАЛЬНЕМ ВОСТОКЕ: ПРОБЛЕМЫ И РЕШЕНИЯ <i>В.А. Авраменко, В.И. Сергиенко, И.Г. Тананаев.</i>	54
СМЕШАННОЕ ОКСИДНОЕ ТОПЛИВО С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕГЕНЕРИРОВАННЫХ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ "ТЕПЛОВЫХ" РЕАКТОРОВ: НОВЫЕ ПОДХОДЫ <i>Б.Я. Зильберман, Н.В. Ковалев, А.Б. Синюхин, Н.Д. Голецкий, Д.В. Рябков, А.С. Кудинов, В.Н. Алексеенко, Е.С. Скурыдина.</i>	55
РАЗВИТИЕ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ПРОИЗВОДСТВА НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ <i>Д.В. Рябков, А.С. Алой, Б.Я. Зильберман, А.В. Хаперская, И.А. Меркулов.</i>	56
СЕССИЯ В МЕНДЕЛЕЕВСКОМ ЦЕНТРЕ СПБГУ РАДИЕВЫЙ ИНСТИТУТ И СОЗДАНИЕ ОТЕЧЕСТВЕННОЙ РАДИЕВОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ <i>И.В. Смирнов, С.В. Хлебников.</i>	59
ОПЫТ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО РАДИЯ-226 В РАДИЕВОМ ИНСТИТУТЕ <i>М.М. Металиди, В.И. Безносюк, Р.В. Исмаилов, С.В. Шаповалов, М.И. Скриплёв, А.А. Лумпов, Л.В. Красников, А.И. Костылев.</i>	60
<b>1. ФУНДАМЕНТАЛЬНАЯ РАДИОХИМИЯ</b> ИЗУЧЕНИЕ ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СВЕРХТЯЖЕЛЫХ ЭЛЕМЕНТОВ <i>Н.В. Аксенов, С.Н. Дмитриев.</i>	63

ПЕРИОДЫ ПОЛУРАСПАДА РАДИОНУКЛИДОВ <i>И.Е. Алексеев, Т.Е. Кузьмина</i> .....	64
ХИМИЧЕСКИЕ ПОСЛЕДСТВИЯ РАСПАДА $^{57}\text{Co}$ , ВНЕДРЕННОГО В DOTA <i>И.Е. Алексеев, А.Е. Мирославов, Е.С. Степанова</i> .....	65
РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ ПОЛУЧЕНИЯ ЛЕТУЧИХ СОЕДИНЕНИЙ МЕТАЛЛОВ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ ПУЧКОВ УСКОРЕННЫХ ИОНОВ <i>Ю.В. Альбин, Г.А. Божиков, Н.В. Аксенов</i> .....	66
ВЫХОД АТОМОВ ОТДАЧИ $^{99}\text{Mo}$ В РЕАКЦИИ $^{100}\text{Mo}(p,n)^{99}\text{Mo}$ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ НАНОПЛЕНОК МО В ЦИКЛОТРОНЕ <i>А.А. Артюхов, А.Е. Дергачева, В.А. Загрядский, Я.М. Кравец, Т.М. Кузнецова, А.В. Рыжков, Т.А. Удалова, Д.Ю. Чувиллин</i> .....	67
ИСТОРИЯ ЛАБОРАТОРИИ Л-9 ИНСТИТУТА БОЧВАРА – ВЕДУЩЕЙ АНАЛИТИЧЕСКОЙ ЛАБОРАТОРИИ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ РОССИИ <i>В.И. Астафуров</i> .....	68
ЭФФЕКТ СТАБИЛИЗАЦИИ РАСТВОРОВ МАРГАНЦА(IV) ЦИРКОНИЕМ И ВОЗМОЖНОСТИ ЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В РАДИОХИМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ <i>М.В. Астафурова, В.И. Астафуров</i> .....	69
ПРОДУКТЫ РЕАКЦИИ СОЛЕЙ Ra/Ba С ПОВЕРХНОСТЬЮ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ЖЕЛЕЗА <i>П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, С.В. Томилин, Р.Г. Абдуллоев, К.В. Ротманов, П.И. Нечаев</i> .....	70
ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ФТОРИДА РАДИЯ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ... <i>П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.А. Кузнецов, А.С. Куприянов, К.В. Ротманов</i> .....	71
ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ НАНОЧАСТИЦ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ U(VI) И U(IV) С ЩЕЛОЧНЫМИ РАСТВОРАМИ <i>Е.А. Гербер, А.Ю. Романчук, С.Н. Калмыков</i> .....	72
МЕЖФАЗНЫЕ НАКОПЛЕНИЯ В ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМАХ <i>Е.Н. Голубина, Н.Ф. Кизим</i> .....	73
НОВЫЕ ИЗОСТРУКТУРНЫЕ ХРОМАТНЫЕ И МОЛИБДАТНЫЕ СОЕДИНЕНИЯ НЕПТУНИЯ(VI) <i>М.С. Григорьев, А.М. Федосеев</i> .....	74
ИЗГОТОВЛЕНИЕ ТОНКОСЛОЙНЫХ ЦИКЛОТРОННЫХ МИШЕНЕЙ ДЛЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗУЧЕНИЮ СВЕРХТЯЖЕЛЫХ ЭЛЕМЕНТОВ <i>Н.С. Густова, М.Г. Воронюк, В.К. Семина, М.В. Густова, А.В. Сабельников</i> .....	765
ИЗУЧЕНИЕ КИНЕТИКИ ВОССТАНОВЛЕНИЯ Pu(VI) И Np(VI) ДИФОРМИЛГИДРАЗИНОМ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ <i>К.Н. Двоеглазов, Е.Ю. Павлюкевич, П.В. Митрикас</i> .....	76
ОЗОН КАК ОКИСЛИТЕЛЬ АКТИНИДОВ В ЩЕЛОЧНЫХ РАСТВОРАХ И МЕХАНИЗМ ВОЗМОЖНЫХ РЕАКЦИЙ <i>Б.Г. Ершов</i> .....	77
ГАЗОВАЯ ХРОМАТОГРАФИЯ И ПРОБЛЕМА РЕЛЯТИВИСТСКИХ ЭФФЕКТОВ В ХИМИИ ТРАНСАКТИНОИДНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ <i>Б.Л. Жуйков</i> .....	78

РАЗВИТИЕ ТЕОРИИ СВЯЗАННЫХ КЛАСТЕРОВ И ПРЕЦИЗИОННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ СТРОЕНИЯ И СПЕКТРОВ СОЕДИНЕНИЙ АКТИНИДОВ <i>А.В. Зайцевский, Л.В. Скрипников, Э. Элиав</i> .....	79
СИНТЕЗ, СТРУКТУРООБРАЗОВАНИЕ И ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА НЕКОТОРЫХ ТОРИЙСОДЕРЖАЩИХ СИЛИКАТОВ И НИТРАТОВ <i>М.Е. Комина, А.В. Князев, И.А. Савушкин, Е.В. Баранов, Е.Н. Буланов, А.Ю. Лукоянов</i> .....	80
СТРОЕНИЕ НОВЫХ СОЕДИНЕНИЙ СЕМИВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ <i>Н.Н. Крот, И.А. Чарушикова, М.С. Григорьев</i> .....	81
ОПРЕДЕЛЕНИЕ МЕТОДОМ РФЭС ИОННОГО СОСТАВА ОБРАЗЦОВ $CeO_2$ , ОБЛУЧЕННЫХ ИОНАМИ $He^{n+}$ <i>К.И. Маслаков, Ю.А. Тетерин, А.Ю. Попель, А.Ю. Тетерин, К.Е. Иванов, С.Н. Калмыков, В.Г. Петров, Р.К. Petrov, I. Farnan</i> .....	82
СТРУКТУРА РФЭС ВАЛЕНТНЫХ ЭЛЕКТРОНОВ И ОСОБЕННОСТИ ХИМИЧЕСКОЙ СВЯЗИ В $CeO_2$ <i>К.И. Маслаков, Ю.А. Тетерин, М.В. Рыжков, А.Ю. Попель, А.Ю. Тетерин, К.Е. Иванов, С.Н. Калмыков, В.Г. Петров, Р.К. Petrov, I. Farnan</i> .....	83
ИНТЕРМЕТАЛЛИЧЕСКИЕ МИШЕНИ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ И ИЗУЧЕНИЯ ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СВЕРХТЯЖЕЛЫХ ЭЛЕМЕНТОВ <i>Е.В. Мельник, Р. Айхлер, Н.В. Аксенов, Г.А. Божиков, А.В. Сабельников, П. Штайнеггер, С.Н. Дмитриев</i> .....	84
О БИОЛОГИЧЕСКОЙ ТРАНСМУТАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ <i>В.В. Милютин, В.О. Каптак, А.В. Ананьев, Н.В. Клочкова, Н.Ю. Позднякова, А.А. Савельев</i> .....	85
РАЗРАБОТКА ЛИГАНДОВ ДЛЯ КОМПЛЕКСООБРАЗОВАНИЯ ТРЕХВАЛЕНТНЫХ f-ЭЛЕМЕНТОВ <i>А.А. Митрофанов, П.И. Матвеев, А.А. Смирнова, В.Г. Петров, С.Н. Калмыков</i> .....	86
СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ УРАНАТОВ СОСТАВА $M^I_2U_6O_{19} \cdot nH_2O$ ( $M^I - Rb, Cs; n = 11, 10$ ) <i>О.В. Нипрук, Н.Г. Черноруков, М.О. Бахметьев, К.А. Чаплиёва</i> .....	87
ХИМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ СОЕДИНЕНИЙ УРАНА (VI) В ГЕТЕРОГЕННЫХ ВОДНО-СОЛЕВЫХ СИСТЕМАХ <i>О.В. Нипрук, Н.Г. Черноруков, К.А. Чаплиёва, М.О. Бахметьев</i> .....	88
ОСОБЕННОСТИ СИНТЕЗА НАНОКРИСТАЛЛИЧЕСКОГО $TbO_2$ И ВЛИЯНИЕ РАЗМЕРА ЧАСТИЦ НА ЕГО СТРУКТУРНЫЕ СВОЙСТВА <i>Т.В. Плахова, Д.А. Соловьева, А.Ю. Романчук, А.Е. Баранчиков, А.Л. Тригуб, С.Н. Калмыков</i> .....	89
ОСОБЕННОСТИ ПРЕПОДАВАНИЯ ДИСЦИПЛИНЫ «РАДИОХИМИЯ» В САНКТ-ПЕТЕРБУРГСКОМ ГОСУДАРСТВЕННОМ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ ИНСТИТУТЕ <i>В.В. Прояев</i> .....	90
КООРДИНАЦИОННЫЕ ПОЛИЭДРЫ $PuO_n$ В СТРУКТУРАХ КРИСТАЛЛОВ <i>Д.В. Пушкин, В.Н. Серезжин, Л.Б. Серезжина</i> .....	91
СИНТЕЗ И СТРОЕНИЕ КОМПЛЕКСОВ СУКЦИНАТА УРАНИЛА С ЦИАНГУАНИДИНОМ И ДИЭТИЛАЦЕТАМИДОМ <i>Е.Ф. Роголева, Л.Б. Серезжина, М.С. Григорьев, В.Н. Серезжин</i> .....	92



РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКОЕ ПОВЕДЕНИЕ $^{131}\text{I}$ И $^{125}\text{I}$ В РАСТВОРАХ NaOH <i>К.В. Ротманов, Ю.Ю. Кузнецова, М.Н. Смирнов, Р.Г. Абдуллоев, А.В. Куприянов</i> .....	93
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА АВТОРАДИОГРАФИИ ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ МЕЧЕННЫХ ТРИТИЕМ НАНОАЛМАЗОВ В КОМПОЗИЦИОННЫХ ПЛЕНКАХ <i>О.А. Соболева, М.Г. Чернышева, В.И. Коробков, И.Ю. Мясников, Г.А. Бадун</i> .....	94
ОСОБЕННОСТИ СТРОЕНИЯ КОМПЛЕКСНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ЧЕТЫРЕХВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ С ДМСО И АНИОНАМИ $\text{XO}_4^-$ ( $\text{X}=\text{Cl, Re, Tc}$ ) <i>М.Н. Соколова, А.М. Федосеев, Г.Б. Андреев, Н.А. Буданцева</i> .....	95
НОВЫЙ ПОДХОД К ОТНЕСЕНИЮ ПОЛОС ПОГЛОЩЕНИЯ В ЭЛЕКТРОННЫХ СПЕКТРАХ ВОДНЫХ И ОРГАНИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ КОМПЛЕКСНЫХ СОЕДИНЕНИЙ U(VI) <i>С.И. Степанов</i> .....	96
СИНТЕЗ И КРИСТАЛЛИЧЕСКАЯ СТРУКТУРА НОВЫХ КОМПЛЕКСОВ УРАНИЛА С ТРИХЛОРАЦЕТАТ-ИОНАМИ <i>А.С. Уханов, А.В. Савченков, Д.В. Пушкин, М.С. Григорьев, А.М. Федосеев, Л.Б. Серезкина</i> .....	97
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ $\text{O}_3$ С $\text{An}(\text{C}_2\text{O}_4)_2$ В ВОДЕ <i>А.М. Федосеев, В.П. Шилов, А.В. Гоголев, И.А. Чарушникова, В.П. Перминов</i> .....	98
ОСОБЕННОСТИ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ШЕСТИВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ С ИЗОТИОЦИАНАТ-ИОНОМ В ОРГАНИЧЕСКИХ СРЕДАХ <i>А.М. Федосеев, И.А. Чарушникова, Н.А. Буданцева, Г.Б. Андреев</i> .....	99
СТРОЕНИЕ И СПЕКТРАЛЬНЫЕ СВОЙСТВА КОМПЛЕКСОВ ШЕСТИВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ С АНИОНАМИ ЯНТАРНОЙ КИСЛОТЫ <i>И.А. Чарушникова, А.М. Федосеев, А.А. Бессонов</i> .....	100
СТРОЕНИЕ НИТРАТНЫХ КОМПЛЕКСОВ НЕПТУНИЯ(V) С РАЗЛИЧНЫМИ КАТИОНАМИ ВО ВНЕШНЕЙ СФЕРЕ <i>И.А. Чарушникова, М.С. Григорьев, А.М. Федосеев, А.А. Бессонов</i> .....	101
КАТИОН-КАТИОННОЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ В КОМПЛЕКСАХ БЕНЗОАТА НЕПТУНИЯ(V) С ПИРИДИНОМ И САЛИЦИЛАТА НЕПТУНИЯ(V) С 1,10- ФЕНАНТРОЛИНОМ <i>И.А. Чарушникова, Н.Н. Крот</i> .....	102
СИНТЕЗ, СТРОЕНИЕ И СОСТОЯНИЕ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ УРАНАТОВ 4f- ПЕРЕХОДНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ <i>Н.Г. Черноруков, О.В. Нипрук, К.А. Чаплиёва, М.О. Бахметьев</i> .....	103
МЕЧЕННЫЕ ТРИТИЕМ НАНОАЛМАЗЫ В ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ И БИОХИМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ <i>М.Г. Чернышева, Г.А. Бадун</i> .....	104
РАДИОХИМИЧЕСКИЙ ПОДХОД В ИССЛЕДОВАНИИ ВЛИЯНИЯ АНИОНОВ ГОФМЕЙСТЕРА НА ПОВЕДЕНИЕ ЛИЗОЦИМА В СИСТЕМЕ ВОДА-КСИЛОЛ <i>М.Г. Чернышева, П.С. Белозеров, А.В. Шнитко, Г.А. Бадун</i> .....	105
НОВЫЕ АКРИЛАТНЫЕ КОМПЛЕКСЫ УРАНИЛА С ЛАНТАНИДАМИ <i>О.А. Чехомова, Д.В. Пушкин, В.В. Клепов, А.В. Вологжанина, В.Н. Серезкин, Л.Б. Серезкина</i> .....	106

ОКИСЛЕНИЕ НЕПТУНИЯ(V) ТРИОКСИДОМ КСЕНОНА В РАСТВОРЕ ХЛОРНОЙ КИСЛОТЫ <i>В.П. Шилов, А.В. Гоголев, А.М. Федосеев</i> .....	107
ОКИСЛЕНИЕ Pu(IV) ДО Pu(VI) В РАСТВОРЕ ХЛОРНОЙ КИСЛОТЫ СМЕСЬЮ $\text{XeO}_3 + \text{H}_2\text{O}_2$ <i>В.П. Шилов, А.В. Гоголев, А.М. Федосеев</i> .....	108
ВЛИЯНИЕ ОКИСЛИТЕЛЬНОГО ПОТЕНЦИАЛА И ЗАРЯДА ИОНОВ f-ЭЛЕМЕНТОВ НА КИНЕТИКУ РЕАКЦИЙ С ИХ УЧАСТИЕМ <i>В.П. Шилов, А.В. Гоголев, А.М. Федосеев</i> .....	109
СИНТЕЗ И СТРОЕНИЕ НОВЫХ МЕТАКРИЛАТОУРАНИЛАТОВ ДВУХВАЛЕНТНЫХ КАТИОНОВ <i>Н.А. Шимин, М.С. Григорьев, Л.Б. Серезкина, В.Н. Серезжин</i> .....	110
ТРИТИЕВЫЙ ЗОНД В ИССЛЕДОВАНИИ СВОЙСТВ СИСТЕМЫ ЛИЗОЦИМ—НЕИОНОГЕННОЕ ПАВ <i>А.В. Шнитко, М.Г. Чернышева, О.А. Соболева, И.Л. Маркович, А.Л. Ксенофонтов, Г.А. Бадун</i> .....	111
ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СВЕРХТЯЖЕЛЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В РАМКАХ РЕЛЯТИВИСТСКОЙ ТЕОРИИ ФУНКЦИОНАЛА ПЛОТНОСТИ <i>Ю.А. Демидов</i> .....	112
<b>2. МЕТОДЫ РАЗДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ</b>	
ИЗУЧЕНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СОЕДИНЕНИЙ МАРГАНЦА В ОТКРЫТОМ БАССЕЙНЕ-ХРАНИЛИЩЕ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И ВОЗМОЖНОСТИ ИХ УДЕРЖАНИЯ В ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЯХ <i>Е.Н. Адашинская, М.В. Бурдин, Н.М. Крючек</i> .....	115
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА СОРБЦИИ АМЕРИЦИЯ ИЗ МОДЕЛЬНЫХ РАСТВОРОВ ЖРО С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МОДИФИЦИРОВАННЫХ ТВЭКС TODGA <i>А.В. Ананьев, Н.В. Клочкова, Н.Ю. Позднякова, А.А. Савельев</i> .....	116
ИЗБИРАТЕЛЬНОЕ ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ ТОРИЯ, УРАНА, НЕПТУНИЯ, ПЛУТОНИЯ, АМЕРИЦИЯ ИЗ РАСТВОРОВ ПРИ АНАЛИЗЕ ОБЪЕКТОВ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ И БИОСУБСТРАТОВ <i>М.В. Астафурова, Л.Э. Карл, В.И. Астафуров</i> .....	117
ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА РАДИОАКТИВНЫХ ИНДИКАТОРОВ ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ КИНЕТИКИ ЭКСТРАКЦИИ ЛАНТАНОИДОВ ЭКСТРАГЕНТОМ НА ОСНОВЕ P507 <i>М.А. Афонин, В.В. Прояев</i> .....	118
ФОСФОРИЛПОДАНДЫ КИСЛОТНОГО ТИПА КАК ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ЭКСТРАГЕНТЫ ДЛЯ СЕЛЕКТИВНОГО РАЗДЕЛЕНИЯ УРАНА, ТОРИЯ И РЗЭ <i>В.Е. Баулин, О.В. Коваленко, Д.В. Баулин, А.М. Сафиулина, Д.В. Иванец, Е.М. Кудрявцев, А.Ю. Цивадзе</i> .....	119
ОПТИМИЗАЦИЯ ПАРАМЕТРОВ МОДЕЛИ СОРБЦИИ ЕВРОПИЯ НА ПОВЕРХНОСТИ ГЕТИТА <i>П.Д. Блинов, К.А. Болдырев, Ю.М. Неволин, А.Ю. Романчук, В.С. Свительман</i> .....	120
ОПТИМИЗАЦИЯ УСЛОВИЙ РАЗДЕЛЕНИЯ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ, ПОЛУЧАЕМЫХ В ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЯХ ПЕРЕДАЧ <i>А.Ю. Бодров, Н.В. Аксенов, Г.А. Божиков, Ю.В. Альбин, С.Н. Дмитриев</i> .....	121

СПОСОБ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА $^{177}\text{Lu}$ БЕЗ НОСИТЕЛЯ <u>П.П. Болдырев</u> , А.В. Курочкин, Д.Ю. Чувилин, М.А. Прошин, К.А. Маковеева.....	122
ВЫДЕЛЕНИЕ $^{226}\text{Ra}$ ИЗ ВЫДЕРЖАННЫХ РАДИЕВЫХ ИСТОЧНИКОВ <u>П.С. Буткалюк</u> , И.Л. Буткалюк, Р.А. Кузнецов, К.В. Ротманов.....	123
ВЫДЕЛЕНИЕ И ОЧИСТКА ПРЕПАРАТОВ $^{210}\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$ И $^{212}\text{PbCl}_2$ <u>П.С. Буткалюк</u> , И.Л. Буткалюк, Р.А. Кузнецов, К.В. Ротманов.....	124
МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ $^{238}\text{Pu}$ , $^{239,240}\text{Pu}$ В ПРИРОДНЫХ ОБЪЕКТАХ <u>А.В. Волкова</u> , Р.А. Алиев, А.Г. Казаков.....	125
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ТЕХНОЛОГИИ РАЗДЕЛЕНИЯ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТВЕРДОГО ЭКСТРАГЕНТА НА ОСНОВЕ TODGA <u>Ю.А. Ворошилов</u> , С.В. Фадеев, В.С. Ермолин, А.И. Широков.....	126
СОРБЦИЯ $\text{Eu(III)}$ НА НАНОСТРУКТУРИРОВАННЫХ Н-ТИТАНАТАХ <u>В.О. Демина</u> , <u>В.Г. Петров</u> , А.Ю. Романчук.....	127
СОРБЕНТЫ ИМПРЕГНИРОВАННОГО ТИПА НА ОСНОВЕ КРАУН-ЭФИРОВ ДЛЯ СЕЛЕКТИВНОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ <u>И.И. Довгий</u> , Н.А. Бежин, А.А. Выдыш, В.В. Милютин, В.С. Янковская.....	128
НАНОСТРУКТУРИРОВАННЫЕ СОРБЕНТЫ МАГНИТНОГО ТИПА ДЛЯ СЕЛЕКТИВНОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ УРАНА(VI) ИЗ ВОДНЫХ СРЕД <u>А.Н. Драньков</u> , К.Ю. Грачева, В.Ю. Майоров, И.Г. Тананаев, Е.К. Папынов.....	129
СОРБЦИЯ МИКРОКОЛИЧЕСТВ УРАНА МЕЗОПОРИСТЫМИ НАНОСТРУКТУРИРОВАННЫМИ ОКСИДАМИ ТИТАНА-ЦИРКОНИЯ ИЗ СУЛЬФАТНЫХ, ФТОРИДНЫХ И ОКСАЛАТНЫХ РАСТВОРОВ <u>В.В. Железнов</u> , А.П. Голиков, Т.А. Сокольницкая, С.И. Иванников.....	130
ИЗУЧЕНИЕ СОСТОЯНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$ , $^{85}\text{Sr}$ В РАСТВОРАХ БОРНОЙ КИСЛОТЫ <u>А.М. Зарубо</u> , А.В. Радкевич, О.Б. Коренькова.....	131
НОВЫЕ СОРБЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ НА ОСНОВЕ ОКСИГРАФЕНА ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ АКТИНИДОВ И ЛАНТАНИДОВ ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ <u>Е.А. Захарченко</u> , Г.В. Мясоедова, Н.П. Молочникова, И.В. Буракова, А.Г. Ткачев.....	132
СОРБЦИЯ $^{90}\text{Sr}$ ОКСИДАМИ МАРГАНЦА, СИНТЕЗИРОВАННЫМИ В ВОДНО-ЭТАНОЛЬНОЙ СРЕДЕ <u>А.И. Иванец</u> , В.Г. Прозорович, В.В. Милютин, В.О. Каптакоев.....	133
ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ ИСТОЧНИКОВ ПИТЬЕВОГО ВОДОСНАБЖЕНИЯ МЕТОДОМ РАДИОХИМИЧЕСКОГО АНАЛИЗА <u>М.В. Кадука</u> , Л.Н. Басалаева, Т.А. Бекяшева, С.А. Иванов, Н.В. Салазкина, В.В. Ступина.....	134
СОРБЦИОННОЕ КОНЦЕНТРИРОВАНИЕ ЦЕРИЯ-144 ОРГАНО-КРЕМНЕЗЕМНЫМ ГИБРИДНЫМ МАТЕРИАЛОМ <u>А.П. Красноперова</u> , Г.Д. Юхно, Н.В. Ефимова, И.В. Христенко, А.Б. Драпайло, В.И. Кальченко.....	135
РАЗРАБОТКА ВЫСОКОЭФФЕКТИВНЫХ МИШЕННЫХ УСТРОЙСТВ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА МЕДИЦИНСКИХ РАДИОНУКЛИДОВ НА ИЗОТОПНОМ КОМПЛЕКСЕ РИЦ-80 <u>С.А. Кротов</u> , Ю.Е. Ермоленко, Е.В. Пронин, А.Е. Барзах, Л.К. Батист, Д.В. Федоров, В.С. Иванов, П.Л. Молканов, С.Ю. Орлов, Ю.М. Волков, В.Н. Пантелеев.....	136

ИЗВЛЕЧЕНИЕ УРАНА ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ НА НОВОМ КАРБОКИСИЛЬНОМ КАТИОНИТЕ ТОКЕМ-200 <i>Е.В. Лызлова, А.В. Глухова, А.В. Конников</i> .....	137
ПРИМЕНЕНИЕ НОВЫХ ВИНИЛПИРИДИНИЕВЫХ АНИОНИТОВ МАРКИ АХИОНIT УРА ДЛЯ ИЗВЛЕЧЕНИЯ ПЛУТОНИЯ ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ <i>Е.В. Лызлова, А.В. Глухова, Д.А. Кондрущий</i> .....	138
ЭКСТРАКЦИОННОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ ТОРИЯ И РЗЭ ИЗОАМИЛДИАЛКИЛФОСФИНОКСИДОМ В СМЕШАННЫХ СЕРНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ <i>И.Е. Мальцева, Г.В. Костикова</i> .....	139
ЭКСТРАКЦИЯ f-ЭЛЕМЕНТОВ 4,7-ЗАМЕЩЁННЫМИ ДИАМИДАМИ 1,10-ФЕНАНТРОЛИН-2,9-ДИКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ <i>П.И. Матвеев, А.А. Митрофанов, В.Г. Петров, С.С. Жохов, А.Л. Тригуб, Ю.А. Устынюк, С.Н. Калмыков</i> .....	140
СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ ПРИРОДНОГО СИЛИКАТА ДЛЯ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ <i>А.И. Мацкевич, Н.П. Шапкин, Э.А. Токарь, А.М. Егорин</i> .....	141
СОРБЦИОННАЯ ОЧИСТКА ДЕГРАДИРОВАННОЙ ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМЫ НА ОСНОВЕ ТРИБУТИЛФОСФАТА В ГЕКСАХЛОРБУТАДИЕНЕ <i>И.А. Меркулов, А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева, А.С. Дьяченко</i> .....	142
ИЗВЛЕЧЕНИЕ И ФРАКЦИОНИРОВАНИЕ ЦЕЛЕВЫХ КОМПОНЕНТОВ ИЗ ПРОДУКТОВ ОТХОДНОЙ ЧАСТИ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КАРБОНАТНО-ЩЕЛОЧНОГО ОСАЖДЕНИЯ И ОЧИСТКИ <i>И.А. Меркулов, А.И. Коробейников, А.Ю. Жабин</i> .....	143
КОЭФФИЦИЕНТЫ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ 60 ЭЛЕМЕНТОВ В РАСТВОРАХ NH <sub>4</sub> Cl НА СМОЛЕ DOWEX <i>Н.А. Мирзаев</i> .....	144
ОСОБЕННОСТИ СТАТИКИ И КИНЕТИКИ СОРБЦИИ ЦЕЗИЯ МОДИФИЦИРОВАННЫМИ АЛЮМОСИЛИКАТАМИ <i>П.А. Орлов, А.В. Воронина</i> .....	145
КОНКУРЕНТНАЯ СОРБЦИЯ ПРИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПОЧВ И МАТЕРИАЛОВ <i>Е.В. Поляков, А.А. Иошин, И.В. Волков</i> .....	146
ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ГАЗОГИДРАТНОГО МЕТОДА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ИНЕРТНЫХ ГАЗОВ <i>А.М. Потёмкин</i> .....	147
ПОЛУЧЕНИЕ ИЗОТОПА МЕДИ-67 ИЗ ПРИРОДНОГО ЦИНКА НА ЭЛЕКТРОННОМ УСКОРИТЕЛЕ <i>А.Б. Приселкова, Р.А. Алиев, С.С. Бельшев, А.А. Кузнецов</i> .....	148
ОСНОВНЫЕ АСПЕКТЫ РАДИОХИМИЧЕСКОГО АНАЛИЗА <i>Н.В. Салазкина, Л.Н. Басалаева, Т.А. Бекяшева, С.А. Иванов, М.В. Кадука, В.В. Ступина</i> .....	149
РАДИОХИМИЧЕСКИЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ <sup>90</sup> Sr И <sup>137</sup> Cs В ВОДЕ <i>Н.В. Салазкина, Л.Н. Басалаева, Т.А. Бекяшева, С.А. Иванов, М.В. Кадука, В.В. Ступина</i> .....	150

РАЗДЕЛЕНИЕ КОМПОНЕНТОВ ПРИ АНАЛИЗЕ НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА	
<i>П.А. Санникова, Т.В. Трапезникова, Н.Г. Мосина</i> .....	151
СПОСОБ РЕГЕНЕРАЦИИ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ ИЗ ОТХОДЯЩЕГО ГАЗОВОГО ПОТОКА НА ГОЛОВНЫХ ОПЕРАЦИЯХ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ	
<i>И.Н. Сеелев, П.В. Аксютин, А.Ю. Жабин, А.С. Дьяченко</i> .....	152
ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОИЗВОДСТВЕННОГО РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ПИТЬЕВОЙ ВОДЫ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДА РАДИОХИМИЧЕСКОГО ВЫДЕЛЕНИЯ ОСНОВНЫХ ДОЗООБРАЗУЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ	
<i>В.В. Ступина, Л.Н. Басалаева, Т.А. Бекашева, С.А. Иванов, М.В. Кадука, Н.В. Салазкина</i> .....	153
ИЗВЛЕЧЕНИЕ МЕТАЛЛОВ ПЛАТИНОВОЙ ГРУППЫ (МПГ) ИЗ НЕРАСТВОРИМОГО ОСТАТКА (НО), ОБРАЗУЮЩЕГОСЯ ПРИ КИСЛОТНОМ РАСТВОРЕНИИ ВОЛОКСИДИРОВАННОГО ОЯТ	
<i>Д.В. Тихомиров, А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева, Г.А. Апальков</i> .....	154
СИНТЕЗ И СОРБЦИОННЫЕ СВОЙСТВА ПОРИСТЫХ РЕЗОРЦИНФОРМАЛЬДЕГИДНЫХ СМОЛ	
<i>Э.А. Токарь, А.М. Егорин, Д.С. Мисько, А.И. Мацкевич, И.Г. Тананаев, В.А. Авраменко</i> .....	155
ОРГАНИЗАЦИЯ УЗЛА ПОДГОТОВКИ И ДОЗИРОВАНИЯ МОДЕЛЬНОЙ СУСПЕНЗИИ ПРИ ОЦЕНКЕ РАБОТОСПОСОБНОСТИ УСТРОЙСТВ ОСВЕЩЕНИЯ	
<i>А.Н. Томарев, А.Ю. Жабин, С.А. Парецкова, А.С. Дьяченко</i> .....	156
ВЛИЯНИЕ КОМПЛЕКСООБРАЗУЮЩИХ АНИОНОВ НА ВЫБОР МЕТОДА ОЧИСТКИ РАСТВОРОВ ОТ РАДИОНУКЛИДОВ	
<i>В.В. Торопова, А.В. Радкевич, Н.И. Вороник</i> .....	157
ВЫДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ ПРИ РАЗДЕЛЕНИИ РЗЭ И ТПЭ МЕТОДОМ ВЫТЕСНИТЕЛЬНОЙ КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЬНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ	
<i>Л.А. Фирсова, О.В. Харитонов, В.В. Милютин</i> .....	158
РАЗДЕЛЕНИЕ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ МЕТОДОМ ВЫТЕСНИТЕЛЬНОЙ КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЬНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ	
<i>О.В. Харитонов, Л.А. Фирсова, Е.А. Козлитин, В.В. Милютин, К.В. Бугров, Н.Г. Яковлев, С.В. Фадеев, Ю.А. Ворошилов</i> .....	159
РАЗРАБОТКА И ПРОВЕРКА ТЕХНОЛОГИИ ВЫДЕЛЕНИЯ ФРАКЦИЙ $^{227}\text{Ac}$ И $^{229}\text{Th}$ ИЗ ОБЛУЧЕННОГО $^{226}\text{Ra}$	
<i>Р.Н. Хасанов, К.В. Бугров, С.А. Лукин, С.В. Фадеев, Ю.А. Ворошилов, А.С. Антушевский, Н.Г. Яковлев</i> .....	160
ЗАКОНОМЕРНОСТИ ИОНООБМЕННЫХ ПРОЦЕССОВ НА МАТЕРИАЛАХ, ПРЕДЛАГАЕМЫХ ДЛЯ «ИОНОСЕЛЕКТИВНОЙ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ»	
<i>А.С. Чугунов, В.А. Винницкий</i> .....	161
ТЕРМОХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ $^{90}\text{Mo}$ БЕЗ НОСИТЕЛЯ ИЗ МИШЕНИ НИОБИЯ ДЛЯ НАРАБОТКИ $^{90}\text{Nb}$ В РЕАКЦИИ $^{93}\text{Nb}(p, 4n)^{90}\text{Mo} \rightarrow ^{90}\text{Nb}$	
<i>И.А. Чупраков, Д.В. Караиванов, Н.В. Аксенов, Г.А. Божиков, П. Штайнеггер, Ю.В. Альбин, Д.В. Философов</i> .....	162
ОСОБЕННОСТИ СОРБЦИОННОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ СТАБИЛЬНОГО И РАДИОАКТИВНОГО СТРОНЦИЯ ФОСФАТАМИ КАЛЬЦИЯ И МАГНИЯ	
<i>И.Л. Шашкова, Н.В. Китикова, А.И. Иванец, А.В. Радкевич, Л.В. Шемет</i> .....	163

АСПЕКТЫ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ АКТИНИДОВ <i>Н.Г. Яковлев</i> .....	164
<b>3. РАДИОАНАЛИТИЧЕСКАЯ ХИМИЯ</b>	
ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ПРИМЕСИ ПЛУТОНИЯ В УРАНОВЫХ МАТЕРИАЛАХ <i>В.И. Астафуров</i> .....	167
СТАБИЛИЗАЦИЯ ВАЛЕНТНЫХ ФОРМ НЕПТУНИЯ И ПЛУТОНИЯ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ АНАЛИТИЧЕСКИХ ОПЕРАЦИЙ <i>В.И. Астафуров</i> .....	168
ПОТЕНЦИОМЕТРИЧЕСКИЕ СЕНСОРЫ С ПОЛИМЕРНЫМИ МЕМБРАНАМИ НА ОСНОВЕ СМЕСЕЙ ИОНОФОРОВ И ИХ ПРИМЕНЕНИЕ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ КАТИОНОВ ЛАНТАНИДОВ <i>Ю.С. Ашина, Д.О. Курсанов, В.А. Бабаин, А.В. Легин</i> .....	169
ИЗВЛЕЧЕНИЕ СВИНЦА СОРБЕНТАМИ ИМПРЕГНИРОВАННОГО ТИПА НА ОСНОВЕ КРАУН-ЭФИРОВ <i>Н.А. Бежин, И.И. Довгий, А.А. Выдыш, В.С. Янковская</i> .....	170
ОТЕЧЕСТВЕННЫЙ МАЛОГАБАРИТНЫЙ МАСС-СПЕКТРОМЕТР МИ-60 «LOWMASS» ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ИЗОТОПНОГО И ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА ЛЕГКИХ ЭЛЕМЕНТОВ В РАСТВОРАХ НА БАЗЕ ИСТОЧНИКА ИОНОВ ЭРИАД <i>Н.М. Блашенко, А.С. Антонов, А. Дьяченко, Н.С. Фомина, А.А. Семенов, А.В. Лизунов, Н.Р. Галль</i> .....	171
РАДИОМЕТРИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ СОСТОЯНИЙ РЕНИЯ ПРИ ПОЛУЧЕНИИ СУЛЬФИДА РЕНИЯ(VII) <i>М.А. Богородская, М. Гансук</i> .....	172
ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОАКТИВНОСТИ АМИНОКИСЛОТНЫХ ОСТАТКОВ В СОСТАВЕ ДАЛАРГИНА <i>В.А. Буняев, М.Г. Чернышева, И.Ю. Курбатов, И.А. Разживина, А.Л. Ксенофонтов, Г.А. Бадун</i> .....	173
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ УСТРОЙСТВА РАЗВЕДЕНИЯ ПРОБ ВЫСОКОАКТИВНЫХ РАСТВОРОВ <i>И.В. Войнов, Ф.Э. Гофман, Р.Д. Гофман, А.Г. Евдокимов, С.В. Зоткин, Ю.Л. Корболин, Б.А. Морозов, В.Н. Наумов, Ю.А. Тадевосян</i> .....	174
РОБОТИЗИРОВАННОЕ ОБОРУДОВАНИЕ ДЛЯ АНАЛИТИЧЕСКИХ ЛАБОРАТОРИЙ «РОСАТОМА» <i>И.В. Войнов, С.В. Зоткин, В.Н. Наумов, М.В. Носиков, Б.А. Морозов, А.С. Сачек, Ю.А. Тадевосян</i> .....	175
ОТЕЧЕСТВЕННЫЙ МАСС-СПЕКТРОМЕТР МТИ-350 ТМ ИЗМЕРЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА УРАНА, ПЛУТОНИЯ И СМЕШАННОГО ТОПЛИВА <i>Л.Н. Галль, Д.Н. Кузьмин, А.Н. Бакулев, В.П. Гусев, А.Б. Малеев, Н.Р. Галль</i> .....	176
ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ ПРИМЕСЕЙ В ПРЕПАРАТЕ «МОЛИБДЕН-99» <i>Г.В. Гончарова, В.А. Дитяткин, Е.В. Черноокая, К.В. Ротманов, А.В. Борзова, В.Г. Бондарева, А.Ю. Енизеркина, А.С. Куприянов, С.С. Печёрина</i> .....	177
КОМПЛЕКС ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИЙ КИСЛОТЫ И МЕТАЛЛА В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРАХ <i>Ф.Э. Гофман, Р.Д. Гофман, А.Г. Евдокимов, С.Э. Хмелев</i> .....	178

ЭКСПРЕССНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СРЕДАХ ЯЭУ	
<i>В.Н. Етимахов, О.А. Амосова, Е.Б. Панкина, А.А. Цапко</i> .....	179
ВНЕРЕАКТОРНЫЙ КОНТРОЛЬ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ТРАНСПОРТНЫХ ЯЭУ	
<i>В.Н. Етимахов, В.В. Четвериков, В.Г. Ильин, Р.В. Фоменков, М.С. Олейник</i> .....	180
СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МЕТОДИК РАДИОХИМИЧЕСКОГО АНАЛИЗА ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ОБРАЗЦАХ С СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА	
<i>И.О. Зверева, В.В. Каширский, А.Н. Шатров, А.В. Умарова, О.Н. Келлер</i> .....	181
СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ РАДИОАНАЛИТИЧЕСКИХ МЕТОДОВ КОНТРОЛЯ ДЛЯ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ИНЖЕНЕРНО-ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИЗЫСКАНИЯХ	
<i>К.А. Карасева, В.И. Астафуров</i> .....	182
ОПТИЧЕСКАЯ СПЕКТРОСКОПИЯ И МЕТОДЫ МАШИННОГО ОБУЧЕНИЯ ДЛЯ ХИМИЧЕСКОГО ОН-ЛАЙН КОНТРОЛЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ	
<i>Д.О. Кирсанов, А.В. Легин, В.А. Бабаин</i> .....	183
РАСТВОРИМОСТЬ НАНОЧАСТИЦ $\text{CeO}_2$ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ	
<i>А.Д. Конюхова, Т.В. Плахова, А.Ю. Романчук, И.Ф. Серегина</i> .....	184
ХИМИЧЕСКИЕ РЕАКЦИИ В ФАКЕЛЕ ESI: ПРОСТО, КОМПАКТНО. ПРЕПАРАТИВНО, СОВМЕСТИМО С ON-LINE РЕГИСТРАЦИЕЙ ПРОДУКТОВ	
<i>Д. Кулешов, Л.Н. Галль, Д.А. Мазур, А.Т. Лебедев, И. Громов, Н.Р. Галль</i> .....	185
ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ РАДИЯ И АКТИНИЯ В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ МЕТОДОМ АЛЬФА-СПЕКТРОМЕТРИИ	
<i>А.С. Куприянов, А.А. Печерина, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, Р.Г. Абдуллоев</i> .....	186
ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАССОВОГО СОДЕРЖАНИЯ ТРИТИЯ В СМЕШАННОМ НИТРИДНОМ УРАН-ПЛУТОНИЕВОМ ОБЛУЧЕННОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ	
<i>В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков</i> .....	187
ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ ПРИ АНАЛИЗЕ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА	
<i>В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков</i> .....	188
ДЕСТРУКТИВНЫЙ РАДИОХИМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА РБМК-1000	
<i>В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков, В.Н. Куприянов, И.В. Целищев, Н.Ю. Незговоров</i> .....	189
ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ПРЕЦИЗИОННОЙ СПЕКТРОФОТОМЕТРИИ УРАНА И ПЛУТОНИЯ ПРИ КОНТРОЛЕ КАЧЕСТВА ИЗГОТОВЛЯЕМЫХ ОБРАЗЦОВ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ МАГАТЭ	
<i>Д.Л. Мялочкин, Е.Р. Петров</i> .....	190
МАСС-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ИЗМЕРЕНИЙ В АНАЛИТИЧЕСКОМ ОБЕСПЕЧЕНИИ ПРОИЗВОДСТВА МОКС-ТОПЛИВА	
<i>П.А. Падалкин, Л.А. Кравченко</i> .....	191
ПОТЕНЦИОМЕТРИЧЕСКИЕ МУЛЬТИСЕНСОРНЫЕ СИСТЕМЫ С ЭЛЕКТРОДАМИ НА ОСНОВЕ РАЗЛИЧНЫХ ЭКСТРАГЕНТОВ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ УРАНА И ТОРИЯ	
<i>Ю.С. Савосина, М.С. Агафонова-Мороз, А.А. Лумпов</i> .....	192

ОПТИМИЗАЦИЯ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИХ ИЗМЕРЕНИЙ ПРИРОДНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ	
<i>Ю.А. Сапожников, А.М. Афиногенов, А.В. Травкина, Л.Д. Сапожникова</i> .....	193
ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОИЗВОДСТВЕННОГО РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ПИТЬЕВОЙ ВОДЫ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДА РАДИОХИМИЧЕСКОГО ВЫДЕЛЕНИЯ ОСНОВНЫХ ДОЗООБРАЗУЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ	
<i>В.В. Ступина, Л.Н. Басалаева, Т.А. Бекашева, С.А. Иванов, М.В. Кадука, Н.В. Салазкина</i> .....	194
ВЛИЯНИЕ СОСТАВА РАДИОАКТИВНО-ЗАГРЯЗНЕННЫХ СБРОСНЫХ ВОД НА СОРБЦИЮ УРАНА КОМПОЗИЦИОННЫМ СОРБЕНТОМ НА ОСНОВЕ ГИДРОКСИДА ТИТАНА	
<i>Ф.Ф. Файзрахманов, Н.Д. Бетенеков</i> .....	195
АТОМНО-ЭМИССИОННЫЙ СПЕКТРАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ В АНАЛИТИЧЕСКОМ КОНТРОЛЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА	
<i>М.И. Хамдеев, Е.А. Ерин</i> .....	196
ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ ФОРМЫ СУЩЕСТВОВАНИЯ ЙОДА В ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ ПЕРВЫХ КОНТУРОВ ЯЭУ	
<i>В.В. Четвериков, С.Н. Орлов, Р.В. Фоменков, В.Н. Епимахов, Ю.В. Цанко, А.И. Горшков</i> .....	197
ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ПРИРОДНЫХ ОБЪЕКТАХ	
<i>Ю.А. Яшин, Н.Г. Яковлев, Ю.А. Тетерин</i> .....	198
<b>4. ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ</b>	
МИГРАЦИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ НА БЫВШЕЙ ИСПЫТАТЕЛЬНОЙ ПЛОЩАДКЕ «ДЕГЕЛЕН» СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА	
<i>А.К. Айдарханова, Ж.Е. Жапашева, Т.Ю. Богатырева</i> .....	201
БИОГЕОХИМИЧЕСКИЕ ФАКТОРЫ МИГРАЦИИ УРАНА В ПОДЗЕМНЫХ ВОДАХ ВБЛИЗИ ШЛАМОХРАНИЛИЩ	
<i>Р.А. Алдабаев, А.В. Сафонов, А.Е. Богуславский, К.А. Болдырев</i> .....	202
ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ НА СОСТОЯНИЕ НЕДР ПРОМПЛОЩАДКИ №1 АО «ВНИИНМ»	
<i>Е.Ю. Анциферова, А.Ю. Кузнецов, М.С. Бажанов</i> .....	203
РАДИОНУКЛИДЫ В ПОДЗЕМНЫХ РАССОЛАХ ЮГО-ЗАПАДА ОЛЕНЕКСКОГО КРИОАРТЕЗИАНСКОГО БАСЕЙНА (СИБИРСКАЯ ПЛАТФОРМА)	
<i>С.Ю. Артамонова, М.С. Мельгунов, Л.Г. Бондарева</i> .....	204
ВЛИЯНИЕ ФОРМ СОСТОЯНИЯ ЦЕЗИЯ В ПРИРОДНЫХ ВОДАХ И ПОЧВЕННЫХ РАСТВОРАХ НА КИНЕТИКУ СОРБЦИИ ФЕРРОЦИАНИДНЫМИ СОРБЕНТАМИ НА ОСНОВЕ АЛЮМОСИЛИКАТОВ	
<i>М.О. Блинова, А.В. Воронина</i> .....	205
ФАКТОРЫ ПОДВИЖНОСТИ ТЕХНОГЕННЫХ АНОМАЛИЙ УРАНА	
<i>А.Е. Богуславский</i> .....	206
КОМПЛЕКСНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ПУНКТАХ ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ ЖРО НА ПРИМЕРЕ СТРОНЦИЯ	
<i>К.А. Болдырев, Е.В. Захарова, И.В. Капырин, А.В. Сафонов</i> .....	207



НАКОПЛЕНИЕ ТРИТИЯ ОРГАНИЗМАМИ ПО ЭКОЛОГИЧЕСКИМ ПИЩЕВЫМ ЦЕПОЧКАМ <i>Л.Г. Бондарева</i> .....	208
МОНИТОРИНГ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ЗАКОНСЕРВИРОВАННОГО МОГИЛЬНИКА ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ТЕРРИТОРИИ ОПЫТНОЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ СТАНЦИИ <i>Н.А. Булаев, Ю.А. Карзанов</i> .....	209
ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ УРАНА В РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ГРУНТАХ НА ТЕРРИТОРИИ АО "АЭХК" <i>И.Э. Власова, М.А. Маряхин, А.В. Ржевская, В.О. Япаскурт, А.Ю. Романчук, Г.А. Варлакова, А.П. Варлаков</i> .....	210
СОРБЦИЯ ГУМАТНЫХ КОМПЛЕКСОВ МИКРОЭЛЕМЕНТОВ ГЕКСАЦИАНОФЕРАТОМ(II) ЖЕЛЕЗА(III) – КАЛИЯ <i>И.В. Волков, Е.В. Поляков</i> .....	211
РАСПРЕДЕЛЕНИЕ И МИГРАЦИЯ $^{241}\text{Am}$ И $^{137}\text{Cs}$ В ОКИСЛИТЕЛЬНО-ВОССТАНОВИТЕЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ ОРГАНОМИНЕРАЛЬНОГО ОСАДКА ОЗЕРА КРУГЛОЕ (ТОМСКАЯ ОБЛАСТЬ) <i>Ю.В. Восель, С.В. Восель, М.С. Мельгунов, Е.В. Лазарева, М.Ю. Кропачева, В.Д. Страховенко</i> .....	212
РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ ОБЪЕКТОВ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ В МОСКВЕ <i>С.К. Гордеев, А.Г. Пташкин, Ю.В. Чистовский</i> .....	213
ФОРМЫ $\text{Np(V)}$ И $\text{U(VI)}$ В УСЛОВИЯХ ПЛАСТА-КОЛЛЕКТОРА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>И.В. Гусев, А.Ю. Романчук, Е.В. Захарова, А.Г. Волкова, И.Э. Власова</i> .....	214
ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ВОКРУГ ДЕЙСТВУЮЩЕЙ УГОЛЬНОЙ ТЭЦ <i>М.В. Густова, Н.С. Густова, С.П. Каплина, С.Н. Дмитриев</i> .....	215
МОНИТОРИНГ РАДИОНУКЛИДОВ $^{90}\text{Sr}$ И $^{137}\text{Cs}$ В ВОДНЫХ ИСТОЧНИКАХ АРХИПЕЛАГА НОВАЯ ЗЕМЛЯ <i>Ю.В. Дубасов, Б.О. Шагин, А.А. Пилютик</i> .....	216
РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ И ИХ СОРБЦИОННОЕ ПОВЕДЕНИЕ В ПОВЕРХНОСТНОМ СЛОЕ ДОННЫХ ОСАДКОВ КАРСКОГО МОРЯ <i>Е.В. Дурягина, Н.В. Кузьменкова, В.В. Крупская, С.Е. Винокуров, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	217
СОРБЦИЯ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ НА БЕНТОНИТАХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ 10-Й ХУТОР (РОССИЯ) И КАТЧ (ИНДИЯ) <i>М.В. Евсюнина, В.Г. Петров, И.Э. Власова</i> .....	218
ОЦЕНКА МИГРАЦИИ $\text{Cs-137}$ ПРИ ЛЕСНЫХ ПОЖАРАХ РАЗНОГО ТИПА <i>И.С. Журкова, Б.Л. Щербов</i> .....	219
РАДИАЦИОННО ГИГИЕНИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ В ДАЛЬНЕВОСТОЧНОМ РЕГИОНЕ РОССИИ <i>С.М. Киселев, Т.Н. Лащенова, С.В. Ахромеев, Ю.Н. Зозуль, Т.И. Гимадова, В.В. Шлыгин</i> .....	220

ОЦЕНКА ИНТЕНСИВНОСТИ ИЗЛУЧЕНИЯ НА ЧАСТОТЕ 1,4 ГГЦ ИЗ АТМОСФЕРНЫХ ВЫБРОСОВ ГОРНО-ХИМИЧЕСКОГО КОМБИНАТА (Г. КРАСНОЯРСК) <i>Г.А. Колотков, С.Т. Пенин</i> .....	221
СРАВНЕНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИСТОЧНИКОВ ПОВЫШЕННОГО РАДИАЦИОННОГО ФОНА ПОЧВ ТОМСКОЙ ОБЛАСТИ <i>Г.А. Колотков, С.Т. Пенин, П.Н. Матина</i> .....	222
РОЛЬ БИОГЕННЫХ ПРОЦЕССОВ В ИЗМЕНЕНИИ СОРБЦИОННЫХ СВОЙСТВ ЖЕЛЕЗОСОДЕРЖАЩИХ МИНЕРАЛОВ ВМЕЩАЮЩИХ ПОРОД ВОДОНОСНЫХ ГОРИЗОНТОВ <i>Ю.В. Коневник, А.В. Сафонов, Н.Д. Андрющенко, К.А. Болдырев, И.Б. Широкова, Е.В. Захарова</i> .....	223
ДОЛГОВРЕМЕННАЯ ДИНАМИКА РАДИОЦЕЗИЯ В СИСТЕМЕ ПОЧВА-ВОДА: ЧЕРНОБЫЛЬ И ФУКУСИМА <i>А.В. Коноплев</i> .....	224
ФАКТОРЫ ВРЕМЕННОЙ ИЗМЕНЧИВОСТИ КОНЦЕНТРАЦИИ БЕРИЛЛИЯ-7 В ЧЕРНОМ МОРЕ <i>Д.А. Кременчуцкий, О.А. Дымова, Г.Ф. Батраков, С.К. Коновалов</i> .....	225
СОДЕРЖАНИЕ <sup>137</sup> Cs И <sup>90</sup> Sr В СИСТЕМЕ «РАСТЕНИЕ – СУБСТРАТ» В БЛИЖНЕЙ ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ КРАСНОЯРСКОГО ГХК <i>М.Ю. Кропачева, М.С. Мельгунов, И.В. Макарова, Ю.С. Восель</i> .....	226
МЕХАНИЗМЫ МИГРАЦИИ ТОРИЯ В ДОЛИНЕ ГАКМАНА (ХИБИНСКИЕ ТУНДРЫ, КОЛЬСКИЙ ПОЛУОСТРОВ) <i>Н.В. Кузьменкова, М.М. Иванов, Е.В. Гаранкина</i> .....	227
ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА УРАНОМОЛИБДАТОВ И УРАНОВОЛЬФРАМАТОВ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ <i>М.И. Лелет, М.Л. Якунькова, Е.В. Сулейманов</i> .....	228
РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЧЕРНОБЫЛЬСКОГО Cs-137 И СТАБИЛЬНОГО Cs-133 В ПОДСТИЛКЕ ЕЛЬНИКА СМОЛЕНСКОЙ ОБЛАСТИ <i>Д.Н. Липатов, А.И. Щеглов, Д.В. Манахов</i> .....	229
РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА КАРСТОВЫХ ПЕЩЕР <i>С.Е. Мазина, Т.Н. Лащенко, С.М. Киселев</i> .....	230
Pb-210 И Be-7 В «МОКРЫХ» АТМОСФЕРНЫХ ВЫПАДЕНИЯХ ЮГА ЗАПАДНОЙ СИБИРИ <i>М.С. Мельгунов, К.А. Золотухина, Б.Л. Щербов, Ю.С. Восель, И.С. Журкова, М.В. Рубанов</i> .....	231
КОНВЕКТИВНЫЙ ПЕРЕНОС РАДОНА В ГОРНОМ МАССИВЕ КАК ФАКТОР ФОРМИРОВАНИЯ РАДОНОВЫХ АНОМАЛИЙ <i>П.С. Микляев, Т.Б. Петрова, Ю.А. Сапожников, А.М. Маренный, П.А. Сидякин, Д.В. Щитов, М. Мурзабеков</i> .....	232
ЭКСПЛУАТАЦИЯ ВОДОЕМОВ-ХРАНИЛИЩ ЖРО ФГУП «ПО «МАЯК»: СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ <i>Ю.Г. Мокров, А.И. Алексахин, Т.А. Антонова</i> .....	233
РЕЗУЛЬТАТЫ КОНТРОЛЯ СОДЕРЖАНИЯ РУТЕНИЯ-106 В ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ФГУП «ПО «МАЯК» В СЕНТЯБРЕ-ОКТАБРЕ 2017 ГОДА <i>Ю.Г. Мокров, А.И. Алексахин, Д.Д. Галузин</i> .....	234

ФРАКЦИОНИРОВАНИЕ ПЛУТОНИЯ В ВОДНОМ АЭРОЗОЛЕ ВОДОЕМА КАРАЧАЙ <i>Ю.Г. Мокров, К.Ю. Мокров</i> .....	235
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ В ПРОБАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ С ЖИДКОСЦИНТИЛЯЦИОННЫМ ОКОНЧАНИЕМ <i>Е.Л. Мурашова, Е.О. Козлова</i> .....	236
МЕХАНИЗМЫ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ УРАНА И ТОРИЯ В ТОРФАХ И ЗАБОЛОЧЕННЫХ ПОЧВАХ ЮГА ЗАПАДНОЙ СИБИРИ <i>О.С. Наймушина, А.Е. Богуславский</i> .....	237
СОДЕРЖАНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ВОДЕ И ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЯХ КАРСКОГО МОРЯ <i>А.П. Новиков, Т.А. Горяченкова, И.Е. Казинская, А.П. Борисов, Г.Ю. Соловьева, А.Н. Лигаев</i> .....	238
СОДЕРЖАНИЕ И ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ПРИРОДНЫХ ОБЪЕКТАХ <i>А.П. Новиков, А.М. Емельянов, Е.А. Лавринович, Т.А. Губергриц</i> .....	239
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ МИКРОЭЛЕМЕНТОВ/РАДИОНУКЛИДОВ ПРИ СООСАЖДЕНИИ С ГУМИНОВЫМИ КИСЛОТАМИ <i>Е.В. Поляков, И.В. Волков, А.А. Иошин, М.Я. Чеботина, В.П. Гусева</i> .....	240
ПОИСК И АНАЛИЗ «ГОРЯЧИХ» ЧАСТИЦ В ПРИРОДНЫХ ОБРАЗЦАХ <i>Т.Р. Полякова, И.Э. Власова, С.Н. Калмыков</i> .....	241
РОЛЬ МИКРОБНЫХ БИОПЛЕНОК НА ПОРОДАХ ВОДОНОСНЫХ ГОРИЗОНТОВ В МИГРАЦИИ НИТРАТ-ИОНОВ И РАДИОНУКЛИДОВ <i>Н.М. Попова, А.В. Сафонов, Р.А. Алдабаев, Н.Д. Андрющенко, Д.Т. Талантбекова, Т.Л. Бабич</i> .....	242
КОНЦЕНТРИРОВАНИЕ УРАНА(VI) ГЛИНИСТЫМИ МИНЕРАЛАМИ <i>Л.И. Разворотнева, А.Е. Богуславский</i> .....	243
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ФОРМ НАХОЖДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В МОДЕЛЬНЫХ ОБРАЗЦАХ И РЕАЛЬНЫХ ОБЪЕКТАХ МЕТОДОМ ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ <i>А.В. Ржевская, Н.Ю. Кириленко, А.Ю. Романчук, И.Э. Власова, С.Н. Калмыков</i> .....	244
СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ НА РАЗЛИЧНЫХ МИНЕРАЛЬНЫХ ФАЗАХ ПОРОД ЗОНЫ ЭКЗОКОНТАКТА НИЖНЕКАНСКОГО ГРАНИТОИДНОГО МАССИВА <i>А.А. Родионова, В.Г. Петров, И.Э. Власова, С.Н. Калмыков, В.А. Петров, В.В. Полуэктов, Й.Р. Хаммер</i> .....	245
РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ОРГАНАХ КРУПНЫХ ПРЕДСТАВИТЕЛЕЙ ФАУНЫ ВОДОЕМА В-4 ПО «МАЯК» <i>А.К. Рожкова, Н.В. Кузьменкова, Е.А. Пряхин, Ю.Г. Мокров, С.Н. Калмыков</i> .....	246
РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ВО ФРАКЦИЯХ ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ ИЗ ДОННЫХ ОСАДКОВ И ТРОСТНИКА ИСКУССТВЕННОГО ВОДОЕМА <i>А.К. Рожкова, Н.В. Кузьменкова, Е.А. Пряхин, Ю.Г. Мокров, С.Н. Калмыков</i> .....	247
ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ ФОРМЫ РАДИОНУКЛИДОВ В БАССЕЙНАХ- ХРАНИЛИЩАХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ФГУП «ГХК» <i>А.Ю. Романчук, А.В. Ржевская, И.Э. Власова, В.Г. Петров, Д.В. Тихомиров, С.Н. Калмыков</i> .....	248

РАЗРАБОТКА СОРБЕНТОВ НА ОСНОВЕ КЛИНОПТИЛОЛИТА ДЛЯ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ СТРОНЦИЯ ИЗ ВОДНЫХ СРЕД <i>В.Г. Рябухина, А.В. Воронина</i> .....	249
ЗАКОНОМЕРНОСТИ СОРБЦИИ Cs(I), Eu(III) И Np(V) НА ГЛИНАХ РАЗЛИЧНОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ <i>А.С. Семенкова, П.К.Верма, В.В. Крупская, А.Ю. Романчук, С.Н. Калмыков</i> .....	250
РАДИОГЕОХИМИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ СНЕЖНОГО ПОКРОВА В ОКРЕСТНОСТЯХ ОБЪЕКТОВ ТЕПЛОЭНЕРГЕТИКИ (ЗАПАДНАЯ СИБИРЬ) <i>А.В. Таловская, Е.Г. Языков</i> .....	251
НАКОПЛЕНИЕ $^{90}\text{Sr}$ В ОРГАНИЗМЕ КАЛЫЦЕФИЛОВ (СЕРЫХ КИВСЯКОВ) И ПРОГНОЗНАЯ ОЦЕНКА МАСШТАБОВ ЗООГЕННОГО ПЕРЕНОСА РАДИОНУКЛИДОВ С ТЕРРИТОРИИ ВУРСА <i>О.В. Тарасов, Т.Б. Меньших, Т.М. Потапова</i> .....	252
МОДЕЛЬ ПЕРЕНОСА РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА В ПРОИЗВОДСТВЕННЫЕ ПОМЕЩЕНИЯ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ С ГОМОГЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ <i>Ф.Ф. Файзрахманов</i> .....	253
СОРБЦИЯ ТЕХНЕЦИЯ ПРИРОДНЫМИ СУЛЬФИДНЫМИ МИНЕРАЛАМИ <i>А.С. Филатов, А.В. Сафонов, И.М. Прошин, К.Э. Герман, Е.А. Тюпина</i> .....	254
ВЛИЯНИЕ СТРУКТУРНЫХ ОСОБЕННОСТЕЙ МОНТМОРИЛЛОНИТОВ НА ПОКАЗАТЕЛИ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ <i>В.В. Крупская, С.В. Закусин, О.В. Доржиева, Е.А. Тюпина, П.Е. Белоусов, Я.Ю. Ершова, В.О. Жаркова, Е.В. Захарова</i> .....	255
<b>5. РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ</b>	
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЕРЕРАБОТКИ УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ ПРОИЗВОДСТВА МО-99 <i>Р.Г. Абдуллоев, Д.С. Петренко, М.Н. Смирнов, Р.А. Кузнецов, К.В. Ротманов</i> .....	257
ОТРАБОТКА УПРОЩЕННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ СУХИХ ПОРОШКОВ СОЛЕЙ ДЛЯ РЕМИКС-ТОПЛИВА <i>А.С. Алой, В.И. Безносюк, Т.И. Кольцова, А.А. Мурзин, Д.В. Рябков, С.Е. Самойлов, В.С. Щукин, М.И. Скриплёв</i> .....	258
СОЗДАНИЕ НОВОГО ПЛАВИТЕЛЯ ДЛЯ ОСТЕКЛОВАЫВАНИЯ ВАО <i>Д.И. Бендасов, К.В. Вербицкий, Е.Н. Зубриловский, П.В. Козлов, К.К. Корченкин, Н.А. Лупеха, Е.П. Макаров, А.Б. Мелентьев, М.Б. Ремизов, А.А. Чермных</i> .....	259
РАДИОЛИТИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ВАЛЕНТНОЙ ПАРЫ U(VI)–Pu(VI) В ЖИДКОМ ПЛАВЕ $(\text{U,Pu})\text{O}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ <i>Т.А. Бойцова, К.А. Славинский, О.В. Шмидт, В.И. Волк, А.Ю. Шадрин</i> .....	260
ГИДРОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА РАСТВОРЕНИЯ ОЯТ С УЧЕТОМ ХИМИЧЕСКИХ РЕАКЦИЙ И ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ <i>А.А. Бочкарева, У.Ф. Шереметьева, Е.А. Белоногова, И.Р. Макеева</i> .....	261
РАДИОХИМИЧЕСКИЕ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПРОМЫШЛЕННОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ВВЭР-1000 НА РАДИОХИМИЧЕСКОМ ЗАВОДЕ ФГУП «ПО «МАЯК» <i>К.В. Бугров, Л.Л. Белинский, П.Б. Гусев, В.Г. Коротаев, Е.П. Макаров, А.Н. Машкин, А.Б. Мелентьев, Д.Б. Патока, В.С. Ермолин</i> .....	262

МОДЕЛИРОВАНИЕ НА СТАБИЛЬНЫХ ИЗОТОПАХ ПРОЦЕССОВ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ОЯТ С КИСЛОРОДОМ ВОЗДУХА И КАРБОНАТАМИ ЩЕЛОЧНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ПРИ «КАРБОНАТНОЙ ВОЛОКСИДАЦИИ»	
<i>М.В. Важенков</i> .....	263
РЕАБИЛИТАЦИЯ ЗДАНИЯ 53 АО «ВНИИНМ»	
<i>И.И. Верещагин, А.Ю. Кузнецов, С.В. Белоусов, С.В. Хлебников</i> .....	264
ЭКСТРАКЦИЯ МАКРОКОЛИЧЕСТВ ТПЭ РАДИАЦИОННО-ПОРАЖЕННОЙ ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМОЙ НА ОСНОВЕ ТОДГА ВО ФТОРИРОВАННОМ РАЗБАВИТЕЛЕ Ф-3	
<i>В.Л. Виданов, Л.И. Ткаченко, А.Ю. Шадрин, М.Г. Дмитриев, В.Е. Давыдов</i> .....	265
ОКИСЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ И КАРБОГИДРАЗИДА В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ НА КОЛОННАХ КАТАЛИТИЧЕСКОГО ОКИСЛЕНИЯ	
<i>В.И. Волк, К.Н. Двоеглазов, П.В. Митрикас, К.А. Кадочигов, А.Н. Машкин</i> .....	266
ЭКСТРАКЦИЯ U(VI), Pu(IV), Am(III) ИЗ КАРБОНАТНО-ФТОРИДНЫХ РАСТВОРОВ КАРБОНАТОМ МТОА	
<i>А.С. Вольф, А.В. Бояринцев, Г.В. Костикова, С.И. Степанов, А.М. Чекмарев</i> .....	267
МОДЕЛИРОВАНИЕ КАСКАДА КОЛОНН ЖИДКОСТНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ В СРЕДЕ ИМИТАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ “КТ-NIMFA”	
<i>А.И. Гожимов, С.Н. Ливенцов, О.В. Егорова, А.О. Плетнев</i> .....	268
НОВЫЙ ПОДХОД К ОБЕСПЕЧЕНИЮ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ВЫПАРНЫХ ПРОЦЕССОВ	
<i>Н.Д. Голецкий, Ф.Э. Гофман, Б.Я. Зильберман, Н.А. Дедов, А.С. Кудинов, А.Ю. Николаев, Е.А. Пузиков, Д.В. Рябков</i> .....	269
ИЗВЛЕЧЕНИЕ ТПЭ И РЗЭ ПРИ ФРАКЦИОНИРОВАНИИ ДОЛГОЖИВУЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ ЕДИНЫМ ЭКСТРАГЕНТОМ НА ОСНОВЕ РАСТВОРОВ ТБФ В СОЧЕТАНИИ С ПУРЕКС-ПРОЦЕССОМ	
<i>Н.Д. Голецкий, Б.Я. Зильберман, Е.А. Камаева, А.С. Кудинов, А.А. Наумов, Ю.Ю. Петров, Е.А. Пузиков, А.А. Тимошук, П.В. Аксютин, В.Н. Алексеенко, Е.С. Скурыдина</i> .....	270
ПЕРСПЕКТИВЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ ОЧИСТКИ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ ОТ АМЕРИЦИЯ	
<i>Е.О. Григорьева, И.Г. Ефремов, В.А. Кравченко, А.В. Обедин</i> .....	271
ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ ОСАЖДЕНИЕ И РЕЦИРКУЛЯЦИЯ СЕРЕБРА В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ	
<i>Е.О. Григорьева, И.Г. Ефремов, В.А. Кравченко, А.В. Обедин</i> .....	272
ИССЛЕДОВАНИЕ СОСТАВА ГАЗОВОЙ ФАЗЫ, ОБРАЗУЮЩЕЙСЯ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ОРГАНИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДНЫХ ГИДРАЗИНА В ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ	
<i>К.Н. Двоеглазов, А.А. Бессонов, А.М. Федосеев, П.В. Митрикас</i> .....	273
ОКИСЛЕНИЕ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА В АТМОСФЕРЕ ВОЗДУХА (ВОЛОКСИДАЦИЯ)	
<i>К.Н. Двоеглазов, А.Ю. Шадрин, М.Н. Медведев, П.В. Лакеев, Д.В. Зверев, А.О. Макаров, О.В. Шудегова, Е.Ю. Павлюкевич, О.С. Дмитриева</i> .....	274

ПРОВЕРКА ВОЗМОЖНОСТИ УДАЛЕНИЯ СЛУП ОЯТ С ПОВЕРХНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛ ПОСЛЕ ВОЛОКСИДАЦИИ <i>К.Н. Двоеглазов, А.Ю. Шадрин, П.В. Лакеев, Е.Ю. Павлюкевич, А.О. Макаров, Д.В. Зверев, М.Н. Медведев, О.В. Шудегова, О.С. Дмитриева</i> .....	275
ИЗУЧЕНИЕ ПРОДУКТОВ РАДИАЦИОННОЙ И ТЕРМИЧЕСКОЙ ДЕСТРУКЦИИ ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМЫ «30% ТБФ – ИЗОПАР-М» <i>З.В. Дживанова, Г.П. Тхоржницкий, М.И. Кадыко, Е.В. Белова</i> .....	276
ПРИМЕНЕНИЕ РАЗБАВИТЕЛЯ ИЗОПАР-М В ЭКСТРАКЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ <i>З.В. Дживанова, Г.П. Тхоржницкий, М.И. Кадыко, Н.Д. Голецкий, Е.В. Белова</i> .....	277
НЕОБЫЧНЫЕ ЛЕТУЧИЕ ОКСИДЫ НЕКОТОРЫХ АКТИНИДОВ: ИХ СВОЙСТВА И ТЕХНОЛОГИЯ ПОЛУЧЕНИЯ <i>В.П. Доманов</i> .....	278
МОДЕЛИРОВАНИЕ НА СТАБИЛЬНЫХ ИЗОТОПАХ ПРОЦЕССА ДЕТРИТИЗАЦИИ ПРИ КАРБОНАТНОЙ ВОЛОКСИДАЦИИ ОЯТ <i>А.Д. Евстигнеева, М.В. Важенков</i> .....	279
ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ФАЗОВОЙ ДИАГРАММЫ $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ – $PuO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ <i>Ю.А. Евсюкова, Т.А. Бойцова, Е.Ю. Павлюкевич, В.И. Волк, К.Н. Двоеглазов, А.Ю. Шадрин</i> .....	280
ТЕРМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ЭКСТРАКЦИОННЫХ СМЕСЕЙ НА ОСНОВЕ N,N,N',N'-ТЕТРА-Н-ОКТИЛДИАМИДАДИГЛИКОЛЕВОЙ КИСЛОТЫ <i>А.С. Емельянов, А.В. Родин, М.И. Кадыко, Е.В. Белова, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	281
ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ РАСТВОРЕНИЯ $UAl_3$ В РАСТВОРАХ $HNO_3$ <i>А.Ю. Енизеркина, К.В. Ротманов, Р.Г. Абдуллоев, М.Н. Смирнов</i> .....	282
СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ХИМИЧЕСКИХ ПРОМЫВОК ОБРАТНООСМОТИЧЕСКИХ МОДУЛЕЙ ПРИ ОЧИСТКЕ ЖРО <i>В.Н. Епимахов, С.В. Прохоркин, В.С. Ткаченко, М.С. Олейник, В.Д. Смирнов, М.И. Козин, С.В. Блинов</i> .....	283
КОНТРОЛЬ ДЕЗАКТИВИРУЕМОСТИ ЛАКОКРАСОЧНЫХ ПОКРЫТИЙ ДЛЯ АЭС <i>В.Н. Епимахов, В.А. Феногенов, В.А. Прокопенко</i> .....	284
РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕРЕРАБОТКИ НОВЫХ ВИДОВ ОЯТ НА ЗАВОДЕ РТ-1 <i>В.С. Ермолин, С.Н. Кириллов, Е.П. Макаров, С.А. Лукин, К.В. Бугров, К.К. Корченкин, Д.Б. Патока, Е.Н. Зубриловский, Ю.А. Ворошилов, Л.Л. Белинский, А.Н. Машкин, В.Г. Коротяев, П.Б. Гусев, М.Б. Ремизов</i> .....	285
РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАН-ЦИРКОНИЕВОГО ОЯТ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ОБОРУДОВАНИЮ ЗАВОДА РТ-1 <i>В.С. Ермолин, Д.Н. Колупаев, А.Н. Машкин, С.А. Лукин, К.К. Корченкин, Д.Б. Патока, Л.Л. Белинский, Н.Е. Крюков, Ю.А. Ворошилов, М.А. Литвинова</i> .....	286
ПРОЦЕСС ПОЛУЧЕНИЯ СМЕШАННОГО ОКСИДА УРАНА И ПЛУТОНИЯ ИЗ ПРОДУКТОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ <i>А.Ю. Жабин, В.Н. Алексеенко, А.С. Дьяченко, В.И. Волк</i> .....	287
ИЗВЛЕЧЕНИЕ ПАЛЛАДИЯ ИЗ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПУТЕМ ВОССТАНОВЛЕНИЯ ИЗ ГЛИЦИНАТНЫХ КОМПЛЕКСОВ <i>А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева</i> .....	288

СИСТЕМА КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЕЙ НА ОСНОВЕ КАРБОНОВЫХ КИСЛОТ ДЛЯ СТАБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНОГО РАФИНАТА ПРИ УПАРИВАНИИ <i>А.Ю. Жабин, А.С. Дьяченко</i> .....	289
РАЗРАБОТКА ЗАМКНУТОГО ЯТЦ ПРОМЫШЛЕННОГО ЭНЕРГОКОМПЛЕКСА НА БАЗЕ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ <i>А.А. Жеребцов, Ю.С. Мочалов, А.Ю. Шадрин, Ю.П. Зайков, М.К. Горбачев, К.А. Соколов, В.А. Кислый</i> .....	290
ОПТИМИЗАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ НАНЕСЕНИЯ ЛЮМИНОФОРНЫХ ПОКРЫТИЙ НА ТРИТИЕВЫЕ РИС <i>Е.В. Зеленина, В.В. Бахметьев, М.М. Сычев</i> .....	291
СМЕШАННОЕ ОКСИДНОЕ ТОПЛИВО С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕГЕНЕРИРОВАННЫХ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ "ТЕПЛОВЫХ" РЕАКТОРОВ: НОВЫЕ ПОДХОДЫ <i>Б.Я. Зильберман, Н.В. Ковалев, А.Б. Синюхин, Н.Д. Голецкий, Д.В. Рябков, А.С. Кудинов, В.Н. Алексеенко, Е.С. Скурыдина</i> .....	292
ВЫПАРНЫЕ ПРОЦЕССЫ С ПОНИЖЕНИЕМ КИСЛОТНОСТИ И/ИЛИ РАЗРУШЕНИЕМ НИТРАТА АММОНИЯ ДЛЯ ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ ОСАДКООБРАЗОВАНИЯ И ОБЕСПЕЧЕНИЯ ВЗРЫВО-ПОЖАРО-БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ АЭС <i>Б.Я. Зильберман, А.Ю. Николаев, К.В. Костромин, Н.А. Дедов, Д.В. Рябков, И.В. Блажева, Е.В. Андреева, Е.А. Камаева, Н.Е. Мишина, Н.Г. Фирсин</i> .....	293
ДИНАМИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ ВОССТАНОВИТЕЛЬНОЙ РЕЭКСТРАКЦИИ ПЛУТОНИЯ КАРБОГИДРАЗИДОМ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К УСЛОВИЯМ АФФИНАЖНОГО ОТДЕЛЕНИЯ ЗАВОДА РТ-1 <i>К.А. Кадоцкизов, С.А. Лукин, А.Н. Машкин, В.И. Волк, Ю.А. Ворошилов, А.И. Широков, Р.Н. Хасанов, В.С. Ермолин</i> .....	294
СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕРМИЧЕСКОЙ СТАБИЛЬНОСТИ АНИОНООБМЕННЫХ СМОЛ В НИТРАТНОЙ ФОРМЕ <i>В.В. Калистратова, А.В. Родин, В.В. Милютин</i> .....	295
НОВЫЕ ТЯЖЕЛЫЕ ФТОРИРОВАННЫЕ РАЗБАВИТЕЛИ ДЛЯ ДИАМИДОВ ДИГЛИКОЛЕВОЙ КИСЛОТЫ <i>Е.В. Кенф, Л.И. Ткаченко</i> .....	296
РАЗРАБОТКА СИСТЕМНОГО ПОДХОДА ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧИ ПЕРЕРАБОТКИ РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ОЯТ АСММ <i>А.С. Кудинов, Н.Д. Голецкий, Б.Я. Зильберман, А.А. Мурзин, М.М. Металиди, Н.В. Ковалев</i> .....	297
РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ СТЕНДА И ОПТИМИЗАЦИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ СИНТЕЗА <sup>14</sup> C-МЕТАНОЛА <i>А.Л. Кудряшов, Д.В. Астапова, И.А. Вяткин, Е.И. Злоказова</i> .....	298
ПОДГОТОВКА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ КОРПУСА «Ж» АО «ВНИИНМ» <i>А.Ю. Кузнецов, С.В. Белоусов, Е.Ю. Анциферова, А.Л. Котов, И.И. Верещагин, А.Е. Ефремов, С.В. Хлебников</i> .....	299
ОБОСНОВАНИЕ КОРРОЗИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИИ ПРОЦЕССА ПЕРЕРАБОТКИ УРАН-ЦИРКОНИЕВОГО ОЯТ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ОБОРУДОВАНИЮ ЗАВОДА РТ-1 <i>М.А. Литвинова, К.И. Карезин, А.А. Мальцев, В.П. Леликов, В.С. Ермолин</i> .....	300

РЕГЕНЕРАЦИЯ СЕРЕБРА ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ АКТИНОИДСОДЕРЖАЩИХ РАСТВОРОВ В ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕОЧИСТКИ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ МОКС-ПРОИЗВОДСТВА <i>И.А. Меркулов, А.Ю. Жабин, А.С. Дьяченко, Г.А. Апальков, В.А. Григорьева</i> .....	301
ОСВЕТЛЕНИЕ МОДЕЛЬНОЙ СУСПЕНЗИИ НА МОДИФИЦИРОВАННОМ НАСЫПНОМ ФИЛЬТРЕ <i>И.А. Меркулов, С.А. Парецкова, А.Ю. Жабин, В.Н. Алексеенко, В.И. Волк</i> .....	302
СОВРЕМЕННЫЕ СОРБЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ В ПРИКЛАДНОЙ РАДИОХИМИИ <i>В.В. Милютин, Н.А. Некрасова, О.В. Харитонов, Л.А. Фирсова, Е.А. Козлитин</i> .....	303
РАЗРАБОТКА АЛЬТЕРНАТИВНОГО СПОСОБА ИЗВЛЕЧЕНИЯ ЯМ ИЗ ОСАДКА МОЛИБДАТА ЦИРКОНИЯ <i>А.А. Мурзин, Н.В. Рябова, А.Ю. Шадрин, К.Н. Двоеглазов, Д.С. Шляжко</i> .....	304
ГАЗОФАЗНАЯ КОНВЕРСИЯ ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ $UPd_3$ , $URu_3$ И $URh_3$ В ВОДОРАСТВОРИМЫЕ СОЕДИНЕНИЯ <i>Ю.М. Неволин, А.Е. Путков, С.А. Кулюхин, В.Г. Петров, А.А. Ширяев, С.Н. Калмыков</i> .....	305
ИЗВЛЕЧЕНИЕ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ И АКТИНИДОВ ТВЁРДЫМИ ЭКСТРАГЕНТАМИ НА ОСНОВЕ ФОСФОРОРГАНИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ <i>Н.А. Некрасова, В.В. Милютин</i> .....	306
КОЭФФИЦИЕНТЫ АКТИВНОСТИ НИТРАТА УРАНИЛА И АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ В СМЕШАННЫХ РАСТВОРАХ <i>С.Ю. Нехаевский, А.В. Очкин</i> .....	307
ПРИМЕНЕНИЕ ГОРНО-ОБОГАТИТЕЛЬНЫХ ОТХОДОВ – ШЛАМ-ХВОСТОВ МОКРОГО ОБОГАЩЕНИЯ АМФИБОЛ-АСБЕСТОВ ПРИ КОНДИЦИОНИРОВАНИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>М.С. Олейник, В.Н. Епимахов, Е.Б. Панкина, М.П. Глухова</i> .....	308
ОПЫТ ВТОРИЧНОГО ВОССТАНОВЛЕНИЯ АКТИНИДОВ В РАСПЛАВЕ $LiCl-Li_2O$ <i>А.Г. Осипенко, П.И. Нечаев, Р.С. Галиев, С.С. Погляд</i> .....	309
МОДЕЛИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ $H_2O-HNO_3-UO_2(NO_3)_2$ -ТБФ-ДОДЕКАН <i>А.В. Очкин, С.Ю. Нехаевский</i> .....	310
СИНТЕЗ ВЫСОКОПЛОТНЫХ ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК ИЗ ПОРОШКОВ ДИОКСИДА УРАНА ПО ТЕХНОЛОГИИ ИСКРОВОГО ПЛАЗМЕННОГО СПЕКАНИЯ <i>Е.К. Папынов, О.О. Шичалин, И.Г. Тананаев, В.А. Авраменко, В.И. Сергиенко</i> .....	311
МЕТОД КОНТАКТНО-ИМПУЛЬСНОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ <i>П.В. Парабин, И.Г. Воронько, С.С. Широков, А.Л. Котов, А.Ю. Кузнецов</i> .....	312
ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ НИТРИДНОГО ОЯТ С МАТЕРИАЛОМ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА <i>И.В. Пешкичев, А.А. Бочкарева, И.Р. Макеева, О.В. Шульц</i> .....	313
ПОЛУЧЕНИЕ ПОРОШКОВ ОКСИДОВ УРАНА ТЕРМИЧЕСКОЙ ДЕНИТРАЦИЕЙ ЕГО АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ В ВОССТАНОВИТЕЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СВЧ ИЗЛУЧЕНИЯ <i>К.С. Пилюшенко, Т.И. Трофимов, Д.А. Маликов, С.А. Первалов, Ю.М. Куляко, Б.В. Савельев, С.Е. Винокуров, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	314



РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ УРОВНЯ ЗАПОЛНЕНИЯ НАКОПИТЕЛЬНЫХ ЕМКОСТЕЙ ЛИНЕЙНОГО КРИСТАЛЛИЗАТОРА В ПРОЦЕССЕ КРИСТАЛЛИЗАЦИИ НИТРАТА УРАНИЛА <i>А.О. Плетнев, А.Г. Горюнов, С.Н. Ливенцов, А.И. Гожимов</i> .....	315
ИСПЫТАНИЕ ПРОЦЕССА ЖИДКОСТНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ НА РЕАЛЬНОМ ОТРАБОТАННОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ <i>Л.Н. Подрезова, В.И. Волк, А.Н. Машкин, К.А. Кадочигов</i> .....	316
РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ПЕЧИ КАРБОТЕРМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА СМЕШАННОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОВОГО ТОПЛИВА ДЛЯ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ <i>А.А. Полосин, М.О. Бланк, С.Н. Ливенцов</i> .....	317
ЭКСТРАКЦИЯ U(VI), Pu(IV), Am(III) ИЗ КАРБОНАТНЫХ РАСТВОРОВ КАРБОНАТОМ МТОА <i>С.А. Поляков, А.В. Бояринцев, Г.В. Костикова, С.И. Степанов, А.М. Чекмарев</i> .....	318
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ЭКСТРАКЦИИ НИТРАТОВ УРАНИЛА, РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ И АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ ИЗ МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ ЗАСОЛЕННЫХ НИТРАТНЫХ СИСТЕМ КОНЦЕНТРИРОВАННЫМИ РАСТВОРАМИ ТБФ <i>Е.А. Пузиков, Б.Я. Зильберман, Н.Д. Голецкий, И.В. Блажева, Е.А. Камаева, А.А. Наумов, А.С. Кудинов</i> .....	319
ПРИМЕНЕНИЕ МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ КРИТИЧЕСКИХ УСЛОВИЙ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕПЛООВОГО ВЗРЫВА НА РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВАХ <i>А.В. Родин, А.А. Коссой</i> .....	320
РАЗРАБОТКА ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНЫХ РАДИОНУКЛИДНЫХ ИСТОЧНИКОВ НА ОСНОВЕ ИЗОТОПОВ ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ <i>К.В. Ротманов, М.А. Рябинин, И.Г. Зеленковский, Д.А. Ильин, А.В. Каплин, С.А. Андреев, А.Ю. Баранов</i> .....	321
ОКИСЛИТЕЛЬНЫЕ МЕТОДЫ РАЗЛОЖЕНИЯ НИТРАТА АММОНИЯ В РАСТВОРАХ СаО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ <i>Н.В. Рябкова, А.А. Мурзин, Д.С. Подшибякин, Н.Г. Фирсин, Н.Е. Мишина</i> .....	322
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОДНОЦИКЛИЧНОЙ СХЕМЫ АФФИНАЖА ПЛУТОНИЯ НА РАДИОХИМИЧЕСКОМ ЗАВОДЕ РТ-1 ФГУП «ПО «МАЯК» <i>Н.С. Самарина, К.В. Бугров, С.А. Комаристов, В.Г. Коротаяев, С.А. Лукин, А.Н. Машкин, А.Б. Мелентьев</i> .....	323
ПРИМЕНЕНИЕ ДИНАМИЧЕСКОЙ ТАНГЕНЦИАЛЬНОЙ ФИЛЬТРАЦИИ ДЛЯ РЕШЕНИЯ РЯДА ЗАДАЧ В ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ <i>Н.С. Самарина, С.А. Лукин, А.Н. Машкин, К.А. Кадочигов, К.В. Вербицкий, А.Ю. Шадрин, К.Н. Двоеглазов</i> .....	324
ОЦЕНКА ДЕЗАКТИВИРУЮЩЕЙ СПОСОБНОСТИ СОВРЕМЕННЫХ МОЮЩИХ СРЕДСТВ С ПОНИЖЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ИОНОВ НАТРИЯ И ПАВ <i>О.А. Сахненко, Н.А. Кузнецова, М.В. Ерофеева</i> .....	325
ТЕРМОХИМИЧЕСКАЯ ОБРАБОТКА ФРАГМЕНТИРОВАННОГО ОЯТ ОКИСЛИТЕЛЬНОЙ СИСТЕМОЙ НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА АЗОТА <i>И.Н. Сеелев, П.В. Аксютин, А.Ю. Жабин</i> .....	326

ПРИГОТОВЛЕНИЕ МОДЕЛЬНОЙ СУСПЕНЗИИ ПРОДУКТА КИСЛОТНОГО РАСТВОРЕНИЯ ОЯТ <i>И.Н. Сеелев, А.Ю. Жабин, А.С. Дьяченко, Г.А. Апальков, В.А. Григорьева</i> .....	327
ОПЫТНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ ПУСКОВОГО КОМПЛЕКСА ОПЫТНО-ДЕМОНСТРАЦИОННОГО ЦЕНТРА ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000 <i>И.Н. Сеелев, В.И. Мацеля, А.В. Васильев, И.А. Курский</i> .....	328
РАСТВОРЕНИЕ ВОЛОКСИДИРОВАННОГО ОЯТ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГАЗОФАЗНОЙ ОКИСЛИТЕЛЬНОЙ СИСТЕМЫ НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА АЗОТА (ГФОС) <i>И.Н. Сеелев, Д.В. Тихомиров, А.Ю. Жабин, Г.А. Апальков, В.А. Григорьева</i> .....	329
ИЗУЧЕНИЕ РАДИАЦИОННО-ТЕРМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ В СИСТЕМЕ «30% ТБФ В ДОДЕКАНЕ– УРАНИЛНИТРАТ» ПРИ ДАВЛЕНИИ ВЫШЕ АТМОСФЕРНОГО <i>И.В. Скворцов, Е.В. Белова, Е.В. Назин</i> .....	330
ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕРМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМ НА ОСНОВЕ ДИАМИДОВ ГЕТЕРОЦИКЛИЧЕСКИХ ДИКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ В РАЗБАВИТЕЛЕ F-3 ПРИ ДАВЛЕНИИ ВЫШЕ АТМОСФЕРНОГО <i>И.В. Скворцов, Е.В. Белова, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	331
РАДИАЦИОННО-ТЕРМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМ НА ОСНОВЕ ДИАМИДОВ ДИКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ ВО ФТОРИРОВАННЫХ РАЗБАВИТЕЛЯХ <i>И.В. Скворцов, Е.В. Белова, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	332
БАЛАНСОВАЯ МОДЕЛЬ ВЫПАРНОГО АППАРАТА С УЧЕТОМ ОСАДКООБРАЗОВАНИЯ НИТРАТОВ БАРИЯ И РЗЭ <i>К.А. Славинский, О.В. Шмидт, А.Ю. Шадрин</i> .....	333
ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА ВЗРЫВООПАСНОСТИ ПИРОФОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ, ПРИМЕНЯЕМЫХ НА ОЯТЦ <i>И.П. Соколов, А.В. Родин, А.В. Понизов, Р.Б. Шарифутдинов</i> .....	334
СЕМЕЙСТВО КОНЦЕПЦИЙ ПЕРЕРАБОТКИ РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ОЯТ НА ОСНОВЕ КАРБЭКС ПРОЦЕССА <i>С.И. Степанов, А.М. Чекмарев, А.В. Бояринцев, А.Ю. Цивадзе</i> .....	335
ВЛИЯНИЕ РАДИОЛИЗА НА ЭКСТРАКЦИОННЫЕ СВОЙСТВА СИСТЕМЫ ТОДГА ВО ФТОРИРОВАННОМ РАЗБАВИТЕЛЕ Ф-3 <i>Л.И. Ткаченко, А.А. Мурзин, Е.В. Кенф, В.Л. Виданов, А.Ю. Шадрин</i> .....	336
УЛАВЛИВАНИЕ ДИОКСИДА АЗОТА АЭРОЗОЛЬНЫМИ ФИЛЬТРАМИ ФСГО И ФАРТОС ПРИ РАСТВОРЕНИИ ОЯТ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ <i>О.А. Устинов, А.Ю. Шадрин, С.А. Якунин, М.В. Баташов, Л.В. Литвинюк, С.Л. Никулин</i> .....	337
ОСОБЕННОСТИ УЛАВЛИВАНИЯ ДИОКСИДА АЗОТА ПОРИСТЫМИ ГРАНУЛАМИ ГАММА-ОКСИДА АЛЮМИНИЯ, ПРОПИТАННЫМИ ВОДНЫМИ РАСТВОРАМИ КАРБАМИДА И БИКАРБОНАТА АММОНИЯ, В ПРОЦЕССЕ РАСТВОРЕНИЯ ОЯТ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ <i>О.А. Устинов, С.А. Якунин, М.В. Баташов, Л.В. Литвинюк, А.А. Черепанов, С.Л. Никулин</i> .....	338

РЕЗУЛЬТАТЫ ДИНАМИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ТЕХНОЛОГИИ КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЬНОЙ РЕЭКСТРАКЦИИ ПЛУТОНИЯ ФОРМИАТОМ ЭТИЛЕНДИАМИНА ПРИМЕНИТЕЛЬНО К УСЛОВИЯМ АФФИНАЖНОГО ОТДЕЛЕНИЯ ЗАВОДА РТ-1 <i>Р.Н. Хасанов, А.И. Широков, С.А. Лукин, А.Н. Машкин, В.И. Волк, Ю.А. Ворошилов, К.А. Кадочигов, В.С. Ермолин</i> .....	339
РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ – ПРОМЕЖУТОЧНЫЕ ИТОГИ <i>А.Ю. Шадрин, К.Н. Двоеглазов, В.А. Кащеев, В.Л. Виданов, О.В. Шмидт, Ю.С. Мочалов, В.И. Волк, О.А. Устинов</i> .....	340
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА УДАЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ МЕТАЛЛОВ С ПОВЕРХНОСТИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ИЗДЕЛИЙ НА ЛАБОРАТОРНОЙ УСТАНОВКЕ ПУЛЬСАЦИОННОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ <i>С.С. Широков, А.Ю. Кузнецов, Е.В. Широкова</i> .....	341
РЕЗУЛЬТАТЫ СТЕНДОВЫХ ИСПЫТАНИЙ РЕЖИМА ДВУХПОТОЧНОГО ДОЗИРОВАНИЯ ЭКСТРАГЕНТА НА ГОЛОВНОЙ ЭКСТРАКЦИОННЫЙ АППАРАТ В ПРОЦЕССЕ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ НА ЗАВОДЕ РТ-1 <i>А.И. Широков, А.Н. Машкин, В.И. Волк, Ю.А. Ворошилов, В.С. Ермолин, Р.Н. Хасанов, Е.В. Брайчун</i> .....	342
ИСКРОВОЙ ПЛАЗМЕННЫЙ СИНТЕЗ КЕРАМИЧЕСКИХ И СТЕКЛОКЕРАМИЧЕСКИХ МАТРИЦ ДЛЯ АКТИВНЫХ ЗОН ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ <i>О.О. Шичалин, А.А. Белов, А.В. Голуб, В.О. Главлинская, А.Д. Номеровский, Е.К. Папынов</i> .....	343
РЕЗУЛЬТАТЫ ВЕРИФИКАЦИИ МОДЕЛЕЙ ОСНОВНЫХ ПРОЦЕССОВ ФАБРИКАЦИИ НИТРИДНОГО ТОПЛИВА <i>О.В. Шульц, А.А. Бочкарева, Т.А. Куприянец, И.Р. Макеева, И.В. Пешикчев</i> .....	344
СИСТЕМА РАСЧЕТНЫХ МОДЕЛЕЙ И КОДОВ ДЛЯ СОПРОВОЖДЕНИЯ И ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ <i>О.В. Шмидт, И.Р. Макеева</i> .....	345
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ОСАДИТЕЛЬНЫХ МЕТОДОВ ОЧИСТКИ УРАНА ИЗ УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ <i>К.О. Щербакова, А.С. Корнилов, А.О. Макаров, Е.В. Питеркина</i> .....	346
РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ВЫДЕЛЕНИЯ УРАНА-233 ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ТОРИЯ <i>А.З. Юмагуен, А.Н. Машкин, Р.Н. Хасанов</i> .....	347
<b>6. ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ</b>	
СТЕНДОВАЯ УСТАНОВКА ИПХТ ДЛЯ ОТРАБОТКИ ПРОЦЕССА ОСТЕКЛОВАНИЯ ВАО ПРИМЕНИТЕЛЬНО К БАЗОВОЙ ТЕХНОЛОГИИ ОДЦ ГХК <i>А.Ю. Абашкин, А.С. Алой, Е.Ю. Иванов, Д.Б. Лопух, А.В. Вавилов, А.П. Мартынов, И.Н. Скриган</i> .....	351
СОНОЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИЙ СПОСОБ ОЧИСТКИ МЕТАЛЛА ОТ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ <i>А.А. Акатов, Ю.С. Коряковский, В.А. Доильницын</i> .....	352

ИММОБИЛИЗАЦИЯ МОДЕЛЬНЫХ ЖИДКИХ ВАО ОДЦ ГХК НА СТЕНДОВОЙ УСТАНОВКЕ МИКРОВОЛНОВОГО НАГРЕВА <i>А.С. Алой, А.Ю. Абашкин, Е.Ю. Иванов, М.В. Никандрова</i> .....	353
ИЗУЧЕНИЕ МЕХАНИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МОДЕЛЬНОГО БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА БАЗОВОГО СОСТАВА ОДЦ ГХК <i>А.С. Алой, А.А. Казадаев, М.В. Никандрова, А.В. Трофименко</i> .....	354
ЖИДКОСТНАЯ ЭКСТРАКЦИЯ $An(III)$ И $Ln(III)$ N-ГЕТЕРОЦИКЛИЧЕСКИМИ ФОСФИНОКСИДАМИ <i>Н.Г. Андреади, П.И. Матвеев, А.А. Митрофанов, Н.Е. Борисова, Г.Г. Закирова, В.Г. Петров, Е.В. Белова, С.Н. Калмыков, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	355
ЖИДКОСТНАЯ ЭКСТРАКЦИЯ $Am(III)$ И $Eu(III)$ ДИАМИДАМИ N-ГЕТЕРОЦИКЛИЧЕСКИХ КИСЛОТ, СОДЕРЖАЩИХ ЭЛЕКТРОНО-АКЦЕПТОРНЫЕ ЗАМЕСТИТЕЛИ <i>Н.Г. Андреади, А.А. Смирнова, П.И. Матвеев, В.Г. Петров, Г.В. Лавров, Н.А. Устынюк, Ю.А. Устынюк, С.Н. Калмыков</i> .....	356
СОРБЦИЯ ТЕХНЕЦИЯ НА ШУНГИТОНОСНЫХ ПОРОДАХ <i>Н.Д. Андрющенко, Е.В. Захарова, А.В. Сафонов, И.М. Прошин, А.В. Макаров</i> .....	357
СОРБЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВИРОВАННЫХ УГЛЕЙ ПО ОТНОШЕНИЮ К ПЕРТЕХНЕТАТ-ИОНАМ <i>Н.Д. Андрющенко, А.В. Макаров, А.В. Сафонов, Е.В. Захарова, Е.А. Тюпина</i> .....	358
О ВЫБОРЕ МЕТОДА ДЕЗАКТИВАЦИИ ВО ВРЕМЯ МЕРОПРИЯТИЙ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО И РАДИАЦИОННООПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ <i>А.Н. Белозуб, Ю.А. Похитонов</i> .....	359
АНАЛИЗ РАБОТ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ В КОНТЕКСТЕ ТРЕБОВАНИЙ К ОКОНЧАТЕЛЬНОЙ ИЗОЛЯЦИИ РАО <i>Д.В. Бирюков, П.А. Блохин, А.А. Самойлов, О.Б. Фролова</i> .....	360
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ АЛЮМОФОСФАТНОГО СТЕКЛА В СТАТИЧЕСКОМ РЕЖИМЕ В ПРИСУТСТВИИ БЕНТОНИТА <i>К.А. Болдырев, Д.В. Крючков, К.В. Мартынов, Е.В. Захарова</i> .....	361
ПЕРЕРАБОТКА ОБЛУЧЕННОЙ ВОДЫ $[^{18}O]H_2O$ В УСЛОВИЯХ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ЛАБОРАТОРИИ ПЭТ-ЦЕНТРА <i>С.Д. Бринкевич, Д.И. Бринкевич, В.О. Крот, О.В. Тугай, Г.В. Чиж, И.П. Едимечева, Р.Л. Свердлов, А.А. Иванюкович</i> .....	362
МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНАЯ МАТРИЦА ДЛЯ ОТВЕРЖДЕНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>С.Е. Винокуров, С.А. Куликова, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	363
ПОВЕРХНОСТНО-МОДИФИЦИРОВАННЫЕ СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ ПРИРОДНЫХ И ИСКУССТВЕННЫХ НОСИТЕЛЕЙ ДЛЯ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ И ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ <i>А.В. Воронина, М.О. Блинова, В.С. Семенищев, И.О. Куляева, А.Ю. Носкова</i> .....	364
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОНЦЕПЦИИ НУКЛИДНОГО ВЕКТОРА И РЕПЕРНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ДЛЯ СОКРАЩЕНИЯ КОЛИЧЕСТВА КОНТРОЛИРУЕМЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ГАЗОАЭРОЗОЛЬНЫХ ВЫБРОСАХ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ ПРИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ <i>А.-Н.В. Вуколова, А.П. Долгих</i> .....	365

КОМПОЗИТНЫЕ МАТЕРИАЛЫ НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА ЦЕРИЯ <i>Л.С. Головкина</i> .....	366
МОБИЛЬНЫЕ МОДУЛЬНЫЕ КОМПЛЕКСЫ И ОБОРУДОВАНИЕ ДЛЯ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ РАО <i>О.А. Горбунова, В.А. Мишарин, А.И. Бурлаков</i> .....	367
НАТРИЙАЛЮМОЖЕЛЕЗОФOSФАТНОЕ СТЕКЛО ДЛЯ ИМОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>С.С. Данилов, С.В. Стефановский, С.Е. Винокуров</i> .....	368
ВЛИЯНИЕ ХРОМА И НИКЕЛЯ НА СВОЙСТВА АЛЮМО(ЖЕЛЕЗО)FOSФАТНОГО СТЕКЛА ДЛЯ ИМОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>С.С. Данилов, А.А. Родионова, С.А. Куликова, С.Е. Винокуров</i> .....	369
АЛЮМОЖЕЛЕЗОFOSФАТНОЕ СТЕКЛО ДЛЯ ИМОБИЛИЗАЦИИ МОЛИБДЕН И ЦИРКОНИЙ СОДЕРЖАЩИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>С.С. Данилов, А.В. Фролова, К.Ю. Белова, Е.А. Тюпина</i> .....	370
РАЗРАБОТКА МАТРИЦ ДЛЯ ИМОБИЛИЗАЦИИ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ <i>А.В. Дмитриева, В.Г. Петров, А.А. Тишкина, А.П. Варлаков, А.А. Жеребцов, В.В. Капустин, С.Н. Калмыков</i> .....	371
ПЕРИОД ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ КАК КРИТЕРИЙ, ОПРЕДЕЛЯЮЩИЙ СПОСОБ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>В.П. Долгих, Т.Н. Лащеннова</i> .....	372
ФЕРРОЦИАНИДНЫЕ СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ СИЛИКАГЕЛЯ И БЕНТОНИТА ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>С.Х. Егамедиев, Д.А. Нурбаева, А.А. Абдурахимов</i> .....	373
СОРБЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕЗОРЦИНФОРМАЛЬДЕГИДНЫХ СМОЛ, ПОЛУЧЕННЫХ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НЕОРГАНИЧЕСКОГО НАПОЛНИТЕЛЯ <i>А.М. Егорин, Э.А. Токарь, Д.С. Мисько, А.М. Калашикова, И.Г. Тананаев, В.А. Авраменко</i> .....	374
ОЧИСТКА СРЕДНЕАКТИВНЫХ ЖРО ОТ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ФИЛЬТР-КОНТЕЙНЕРА <i>В.Н. Епимахов, Н.И. Алешина, М.С. Олейник, С.В. Прохоркин, В.С. Ткаченко</i> .....	375
О ПЕРСПЕКТИВАХ ПРИМЕНЕНИЯ СИНТЕТИЧЕСКОГО К-СТРУВИТА В КАЧЕСТВЕ МАТРИЦЫ ДЛЯ ОТВЕРЖДЕНИЯ РАО <i>В.М. Ермолаев, Н.И. Родыгина, М.К. Савушкина, Е.В. Захарова</i> .....	376
ИНТЕНСИФИКАЦИИ ПРОЦЕССА ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ ПОГРУЖНЫМ МЕТОДОМ С ПРИМЕНЕНИЕМ УЛЬТРАЗВУКА <i>М.В. Ерофеева, Н.А. Кузнецова</i> .....	377
ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ УСТОЙЧИВОСТИ МАТЕРИАЛОВ, ЦЕМЕНТИРУЮЩИХ РАО <i>Б.Г. Ершов, Г.Л. Быков</i> .....	378
ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ СОРБИРОВАННЫХ $^{90}\text{Sr}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{233}\text{U}$ , $^{241}\text{Am}$ НА ОБРАЗЦАХ БЕНТОНИТОВ МЕСТОРОЖДЕНИЙ РФ И СНГ <i>Я.Ю. Ершова, В.О. Жаркова, Е.В. Захарова, Е.А. Тюпина, В.В. Крупская</i> .....	379

СОРБЦИОННО-ФИЛЬТРАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ КАОЛИНОВЫХ МАТЕРИАЛОВ	
<i>В.О. Жаркова, Я.Ю. Еришова, Е.В. Захарова, Н.И. Родыгина, И.М. Прошин</i> .....	380
ФИЛЬТРАЦИОННЫЕ И КОМПРЕССИОННЫЕ СВОЙСТВА КАОЛИНОВЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ	
<i>В.О. Жаркова, К.В. Мартынов, Е.В. Захарова</i> .....	381
ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЦЕМЕНТНОГО КОМПАУНДА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВАО	
<i>А.А. Жеребцов, А.П. Варлаков, В.В. Капустин, Г.А. Варлакова, В.Г. Петров, С.Н. Калмыков</i> .....	382
СПОСОБЫ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ И ПРОМЫШЛЕННЫХ УГР	
<i>Е.В. Захарова, А.Г. Волкова, Н.И. Родыгина, А.А. Ширяев, А.О. Павлюк</i> .....	383
СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ МЕЛКОДИСПЕРСНЫМИ ФЕРРОЦИАНИДНЫМИ СОРБЕНТАМИ	
<i>П.Г. Зеленин, В.В. Милютин, Е.А. Тюпина</i> .....	384
ГИБРИДНЫЕ СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ ХИТОЗАНА ДЛЯ УДАЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ВОДНЫХ СРЕД	
<i>Л.А. Земскова, А.М. Егорин, Э.А. Токарь, Д.С. Мисько, А.М. Калашишникова</i> .....	385
ДЕЗАКТИВАЦИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, СОДЕРЖАЩИХ ОРГАНИЧЕСКИЕ КОМПЛЕКСОНЫ	
<i>В.И. Иваненко, М.В. Маслова, Э.П. Локишин, Р.И. Корнейков, А.М. Петров</i> .....	386
ИССЛЕДОВАНИЕ БОРОБАЗАЛЬТОВЫХ СИСТЕМ КАК МАТРИЦ ДЛЯ ВКЛЮЧЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ТЕХНОЛОГИИ	
<i>В.В. Иванов</i> .....	387
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВЫДЕЛЕНИЯ НЕОДИМА И ТОРИЯ ИЗ МОДЕЛЬНЫХ ПУЛЬП НАКОПЛЕННЫХ ВАО С ПОМОЩЬЮ ТВЕРДОФАЗНЫХ ЭКСТРАГЕНТОВ TEVA RESIN-B И DN RESIN-B	
<i>Н.М. Ивенская, П.В. Козлов, М.Б. Ремизов, К.О. Дюг</i> .....	388
ОЧИСТКА КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОБЛУЧЕННЫХ ТВС МЕТОДОМ ИНДУКЦИОННОГО ШЛАКОВОГО ПЕРЕПЛАВА	
<i>М.Ю. Каленова, И.В. Кузнецов, А.С. Щепин, О.Н. Будин</i> .....	389
ПЕРЕРАБОТКА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПОСЛЕ ДЕЗАКТИВАЦИИ ДЕТАЛЕЙ ИЗ СТАЛИ 12X18N10T МЕТОДОМ ЭЛЕКТРОЛИТНО-ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКИ	
<i>О.В. Каленчукова, А.М. Зарубо, П.К. Нагула</i> .....	390
СТАБИЛИЗАЦИЯ ФОРМ ТЕХНЕЦИЯ ДЛЯ ДОЛГОВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ В ЦЕМЕНТНОМ КОМПАУНДЕ	
<i>Д.А. Каморный, А.В. Сафонов, Е.А. Тюпина, К.Э. Герман</i> .....	391
ПОВЕДЕНИЕ СОЛЕЙ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ ПРИ ОЧИСТКЕ РАСТВОРОВ МЕТОДОМ НАНОФИЛЬТРАЦИИ	
<i>В.О. Каптаков, В.В. Милютин, Н.А. Некрасова</i> .....	392
ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ НА ЭКСТРАКЦИЮ $^{137}\text{Cs}$ И $^{241}\text{Am}$ КАЛИКС- И ТИАКАЛИКСАРЕНАМИ	
<i>М.Д. Караван, Е.С. Степанова, И.В. Смирнов, Н.М. Ивенская, С.Р. Зарипов, С.Е. Соловьева, И.С. Антипин</i> .....	393

ОБРАЩЕНИЕ С РАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ОЯТ <i>В.А. Кащеев, А.Ю. Шадрин</i> .....	394
СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ ЦЕЗИЙСОДЕРЖАЩИХ СЛОЖНЫХ ОКСИДОВ СОСТАВА $Cs_{1+x}NbMo(W)O_{6+0.5x}$ <i>Ю.П. Клапшин, А.И. Орлова, Д.А. Михайлов</i> .....	395
РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ СО СРЕДНЕАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ СЛОЖНОГО ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА <i>Д.Н. Колупаев, О.М. Слюнчев, В.А. Ремизова, П.А. Бобров</i> .....	396
ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ИЗОТОПНЫЕ ЭФФЕКТЫ ТРИТИЯ В РАСТВОРАХ ГАЛОГЕНОВ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ <i>Ю.В. Кондакова, К.Д. Хорошилова, А.Б. Сазонов</i> .....	397
ВЛИЯНИЕ ВРЕМЕНИ И ТЕМПЕРАТУРЫ КОНТАКТА НА СОРБЦИОННОЕ ПОВЕДЕНИЕ ГЛИН В ГЕОХИМИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ УЧАСТКА «ЕНИСЕЙСКИЙ» <i>Ю.В. Коневник, Н.И. Родыгина, Е.В. Захарова</i> .....	398
ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ХИМИКО-МЕТАЛЛУРГИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА ФГУП «ПО «МАЯК» <i>А.В. Конников, Н.Ю. Лагунова, Е.В. Лызлова, А.В. Глухова, Н.В. Силич, А.М. Мусальников, А.Ю. Шумков</i> .....	399
ОСОБЕННОСТИ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ РАДИОЦЕЗИЯ ИЗ ЦЕМЕНТНЫХ МАТРИЦ, СОДЕРЖАЩИХ ФЕРРОЦИАНИДЫ ПЕРЕХОДНЫХ МЕТАЛЛОВ <i>О.А. Кононенко, В.В. Милютин</i> .....	400
СОРБЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ДИАТОМИТА И БЕНТОНИТА, МОДИФИЦИРОВАННЫХ КАТИОННЫМИ ПАВ ПО ОТНОШЕНИЮ К РАДИОЦЕЗИЮ <i>О.А. Кононенко, В.В. Милютин</i> .....	401
ОСОБЕННОСТИ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ВЫСОКОЗАМЕЩЕННЫХ БОРАТОВ НАТРИЯ С ПОРТЛАНДЦЕМЕНТОМ И ФОСФАТНЫМИ СВЯЗУЮЩИМИ <i>О.А. Кононенко, В.В. Милютин</i> .....	402
ЦЕМЕНТИРОВАНИЕ СМЕСЕЙ ОТРАБОТАННЫХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ, СОДЕРЖАЩИХ АНИОНИТ В ТЕТРАБОРАТНОЙ ФОРМЕ <i>О.А. Кононенко, В.В. Милютин</i> .....	403
ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ РАДИОНУКЛИДАМИ, В ТОМ ЧИСЛЕ $\alpha$ - ИЗЛУЧАТЕЛЯМИ <i>И.П. Коренков, Т.Н. Лащенкова, А.Б. Майзик</i> .....	404
ПЕРЕРАБОТКА РАСТВОРОВ ДЕЗАКТИВАЦИИ <i>О.Б. Коренькова, В.В. Торопова, А.В. Радкевич, А.М. Зарубо, Е.М. Дашук</i> .....	405
ОБРАЩЕНИЕ С КУБОВЫМ РАСТВОРОМ РЕГЕНЕРАЦИИ МЕТИЛАМИН КАРБОНАТА <i>В.А. Королев, А.А. Мурзин</i> .....	406
РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ НОВОГО КОМПОЗИЦИОННОГО ЛЕГКОУДАЛЯЕМОГО МАТЕРИАЛА ДЛЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ <i>IN SITU</i> <i>Ю.С. Коряковский, А.А. Акатов, В.А. Доильницын</i> .....	407

ПРИНЦИПЫ КОМПЛЕКСНОГО УЧЕТА ПРОЦЕССОВ ЭВОЛЮЦИИ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ <i>Д.В. Крючков, К.А. Болдырев</i> .....	408
ВЛИЯНИЕ СВОЙСТВ ОКСИДА ГРАФЕНА НА ВЫДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ <i>А.С. Кузенкова, А.Ю. Романчук, С.Н. Камыков</i> .....	409
О ВОПРОСАХ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ ОТ ТРИТИЯ <i>Н.А. Кузнецова, М.В. Ерофеева</i> .....	410
ГИДРОЛИТИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНОГО КОМПАУНДА ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ В ГЛУБОКИХ ГЕОЛОГИЧЕСКИХ ФОРМАЦИЯХ <i>С.А. Куликова, С.Е. Винокуров, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	411
ГАЗОФАЗНОЕ НИТРИРОВАНИЕ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО УРАНА, ЦИРКОНИЯ И АЛЮМИНИЯ <i>С.А. Кулюхин, В.В. Кулемин, Ю.М. Неволин, В.Б. Крапухин, М.П. Горбачева, Е.П. Красавина</i> .....	412
КОНВЕРСИЯ СМЕШАННЫХ ОКСИДОВ УРАНА И РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В НИТРИРУЮЩЕЙ АТМОСФЕРЕ <i>С.А. Кулюхин, Ю.М. Неволин, С.Н. Калмыков</i> .....	413
ОБЪЕМНОЕ ОКИСЛЕНИЕ (ВОЛОКСИДАЦИЯ) МОНОНИТРИДА И МОНОКАРБИДА УРАНА <i>С.А. Кулюхин, Ю.М. Неволин, А.А. Бессонов</i> .....	414
ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ОТ ЭТАПА СБОРА ДО ЭТАПА РАЗМЕЩЕНИЯ НА ЗАХОРОНЕНИЕ <i>Т.Н. Лащеннова, И.П. Коренков, Н.К. Шандала, В.П. Долгих</i> .....	415
РАДИОЭКВИВАЛЕНТНОЕ ОБРАЩЕНИЕ С РАО <i>А.В. Лопаткин</i> .....	416
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ИНДУКЦИОННЫХ ПЕЧЕЙ С ХОЛОДНЫМ ТИГЛЕМ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ УСТАНОВОК АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ <i>Д.Б. Лопух, И.Н. Скриган, А.В. Вавилов, А.П. Мартынов</i> .....	417
МЕТОДОЛОГИЯ ИЗУЧЕНИЯ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ МАТРИЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ В УСЛОВИЯХ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО <i>К.В. Мартынов, Е.В. Захарова, В.М. Ермолаев</i> .....	418
ГРАФИТКОМПАУНД – НОВЫЙ МАТЕРИАЛ ДЛЯ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА <i>К.В. Мартынов, Е.В. Захарова, А.Н. Некрасов, А.Р. Котельников</i> .....	419
ОПРЕДЕЛЕНИЕ МЕТОДОМ РФЭС СТЕПЕНИ ОКИСЛЕНИЯ ИОНОВ В УРАНСОДЕРЖАЩИХ НАТРИЙ-АЛЮМО-ЖЕЛЕЗО-ФОСФАТНЫХ СТЕКЛАХ <i>К.И. Маслаков, Ю.А. Тетерин, С.В. Стефановский, С.Н. Калмыков, А.Ю. Тетерин, К.Е. Иванов</i> .....	420
НОВЫЙ СПОСОБ ПОЛУЧЕНИЯ МОНОПОРИСТОГО НЕОРГАНИЧЕСКОГО СОРБЕНТА И ЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРИ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ <i>М.В. Маслова, Л.Г. Герасимова, А.И. Князева</i> .....	421



ДИФОСФОНОВЫЕ КИСЛОТЫ N-ГЕТЕРОЦИКЛОВ ДЛЯ СЕЛЕКТИВНОГО СВЯЗЫВАНИЯ АКТИНИДОВ(III)	
<i>П.И. Матвеев, Н.Е. Борисова, В.Г. Петров, А.В. Иванов, Г.Г. Закирова, П.К. Моханатра, С.А. Ансари, А. Бхаттачария, С.Н. Калмыков</i> .....	422
ПЕРСПЕКТИВНЫЕ МАТРИЦЫ НА ОСНОВЕ ОРТОФОСФАТОВ РЗЭ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ АКТИНИД-РЕДКОЗЕМЕЛЬНОЙ ФРАКЦИИ ВАО	
<i>Л.П. Мезенцева, А.В. Осипов, В.А. Доильницын, А.А. Акатов</i> .....	423
ПРИМЕНЕНИЕ ТВЕРДОФАЗНЫХ КАТАЛИЗАТОРОВ В ПРОЦЕССАХ ПЕРЕРАБОТКИ АММОНИЙСОДЕРЖАЩИХ ЖРО	
<i>И.А. Меркулов, Г.А. Анальков, А.С. Дьяченко, В.А. Григорьева</i> .....	424
ТЕРМОХИМИЧЕСКАЯ ДЕЗАКТИВАЦИЯ ОБЛУЧЕННОГО РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА ИМПРЕГНИРОВАННОГО КАТАЛИТИЧЕСКОЙ ДОБАВКОЙ	
<i>И.А. Меркулов, А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева, А.С. Дьяченко, А.С. Григорьев</i> .....	425
НАНОСТРУКТУРИРОВАННЫЕ АЛЮМОСИЛИКАТНЫЕ СОРБЕНТЫ РАДИОНУКЛИДОВ НА ОСНОВЕ ГЛИНИСТО-СОЛЕВЫХ ШЛАМОВ ОАО «БЕЛАРУСЬКАЛИЙ»	
<i>Л.Н. Москальчук, Т.Г. Леонтьева, А.А. Баклай</i> .....	426
РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ЭКСТРАКЦИОННОЙ ПЕРЕРАБОТКИ КРЕМНИЙСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ УРАНОВОГО ПРОИЗВОДСТВА	
<i>К.М. Муртазин, А.В. Конников</i> .....	427
СТАБИЛИЗИРУЮЩИЕ МОДИФИКАТОРЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ПЕРТЕХНЕТАТ-ИОНОВ В МАГНИЙКАЛИЙФОСФАТНЫХ КОМПАУНДАХ	
<i>П.Е. Найгерт, А.В. Сафонов, К.Э. Герман, Е.А. Тюпина, С.Е. Винокуров</i> .....	428
УДАЛЕНИЕ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ РАСПЛАВОВ СОСТАВА $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$ ДОБАВЛЕНИЕМ $\text{K}_3[\text{Fe}(\text{CN})_6]$	
<i>П.И. Нечаев, С.С. Погляд, А.Г. Осипенко, Н.С. Анкудинова, Д.М. Яндаев</i> .....	429
БОРОСИЛИКАТНАЯ СТЕКЛОМАТРИЦА ДЛЯ ОТВЕРЖДЕНИЯ ЖРО, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА	
<i>М.В. Никандрова, А.В. Трофименко, А.А. Казадаев</i> .....	430
ТЕРМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ЭКСТРАГЕНТОВ НА ОСНОВЕ ДИАМИДОВ ДИКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ ПРИ АТМОСФЕРНОМ ДАВЛЕНИИ	
<i>Ю.В. Никитина, В.В. Калистратова, Е.В. Белова</i> .....	431
ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ $^{226}\text{Ra}$ В ТЕХНОГЕННЫХ ПОЧВОГРУНТАХ	
<i>У.С. Никулина, С.В. Чижевская, Н.А. Науменко</i> .....	432
УДАЛЕНИЕ ОКИСЛЕННЫХ ФОРМ ИОДА ИЗ ГАЗОВЫХ ПОТОКОВ	
<i>А.В. Обручиков, В.О. Зубарев, Э.П. Магомедбеков</i> .....	433
РАЗРАБОТКА КЕРАМИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ КОНСОЛИДАЦИИ ОТХОДОВ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ И ПОЛУЧЕНИЕ ИХ МЕТОДОМ ВЫСОКОСКОРОСТНОГО ЭЛЕКТРОИМПУЛЬСНОГО СПЕКАНИЯ	
<i>А.И. Орлова, В.Н. Чивильдеев</i> .....	434
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ПОЛУЧЕНИЯ МАТРИЦ СО СТРУКТУРОЙ МИНЕРАЛА КОСНАРИТА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ, СТРОНЦИЯ, ИТТРИЯ, ЦЕРИЯ И АМЕРИЦИЯ НА МОДЕЛЬНЫХ СИСТЕМАХ	
<i>В.А. Орлова, Д.Д. Галузин, П.В. Козлов, М.Б. Ремизов, Е.А. Беланова, К.В. Вербицкий</i> .....	435
МАТРИЦЫ ДЛЯ ВКЛЮЧЕНИЯ $^{241}\text{Am}$	
<i>А.В. Очкин, С.В. Стефановский, О.И. Стефановская</i> .....	436

НАУЧНЫЕ ОСНОВЫ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЕДНЁННОГО ГЕКСАФТОРИДА УРАНА В РЕЖИМЕ ГОРЕНИЯ <i>Д.С. Пашкевич, Д.А. Мухортов, Ю.И. Алексеев, П.С. Камбур, В.Б. Петров, В.В. Капустин, А.Р. Зимин</i> .....	437
ФОСФАТЫ СО СТРУКТУРОЙ ЛАНГБЕЙНИТА, КАК ФОРМА ИММОБИЛИЗАЦИИ ВАО <i>В.И. Петьков, А.А. Алексеев, И.А. Залымова, А.М. Ковальский</i> .....	438
НАНЕСЕНИЕ ЗАЩИТНЫХ ПОКРЫТИЙ, КАК МЕТОД УВЕЛИЧЕНИЯ ХИМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ОТВЕРЖДЕННЫХ ФОРМ РАО <i>Ю.Г. Покровский, Ю.А. Похитонов</i> .....	439
НОРМАТИВНО-ПРАВОВОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ <i>А.В. Понизов, О.Н. Ушанова</i> .....	440
КОМПОЗИЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ НА ОСНОВЕ $\text{NdPO}_4$ И Ni <i>Е.А. Потанина, М.С. Болдин, Н.В. Сахаров, Е.А. Ланцев</i> .....	441
МЕТОДЫ ВЫДЕЛЕНИЯ ПАЛЛАДИЯ ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА И ПЕРСПЕКТИВЫ ЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ДОЛГОЖИВУЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ <i>Ю.А. Похитонов</i> .....	442
РЕАКТОРНЫЙ ГРАФИТ. КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ И ПЕРСПЕКТИВЫ ПЕРЕРАБОТКИ <i>Ю.А. Похитонов, М.Ю. Киришин</i> .....	443
ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ РАСПЛАВОВ БОРОСИЛИКАТНЫХ СТЕКОЛ, СОДЕРЖАЩИХ ИМИТАТОРЫ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ <i>М.Б. Ремизов, П.В. Козлов, Е.А. Беланова, Н.В. Власова, О.Ю. Ткачева, Ю.П. Зайков</i> .....	444
ВАРИАНТЫ ПЕРЕРАБОТКИ КУБОВЫХ ОСТАТКОВ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС <i>А.Е. Савкин</i> .....	445
ВНЕДРЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ОТРАБОТАВШИХ РАДИОАКТИВНЫХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ <i>А.Е. Савкин, О.К. Карлина</i> .....	446
ПРОНИЦАЕМЫЕ БИОГЕОХИМИЧЕСКИЕ БАРЬЕРЫ В ВОДОНОСНЫХ ГОРИЗОНТАХ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ НИТРАТ-ИОНАМИ И ДОЛГОЖИВУЩИМИ РАДИОНУКЛИДАМИ <i>А.В. Сафонов, Н.Д. Андрющенко, Р.А. Алдабаев, Д.Т. Талантбекова, Е.В. Захарова, Т.Л. Бабич</i> .....	447
АНАЛИЗ ВАРИАНТОВ ПРИМЕНЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ К ВАО, ПОЛУЧАЕМЫМ В РЕЗУЛЬТАТЕ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ВВЭР-1000 НА ОДЦ ФГУП «ГХК», С ЦЕЛЬЮ СНИЖЕНИЯ КЛАССА РАО <i>И.Н. Сеелев, А.С. Долгов, Д.В. Тихомиров, Е.С. Скурыдина</i> .....	448
РАДИОХИМИЧЕСКИЙ И РАДИОМЕТРИЧЕСКИЙ МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ $^{14}\text{C}$ В ОБЛУЧЕННОМ ГРАФИТЕ – СРАВНЕНИЕ МЕТОДОВ <i>Ю.Н. Смирский, В.Н. Потапов, С.М. Игнатов, А.В. Степанов, И.А. Семин, В.Г. Волкович</i> .....	449

КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ ОТРАБОТАННЫХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ ОТВЕРЖДЕНИЕМ В ШЛАКОЩЕЛОЧНУЮ ДОЛГОВЕЧНУЮ МАТРИЦУ С ПОВЫШЕННЫМ НАПОЛНЕНИЕМ ПО СМОЛАМ <i>С.Н. Скоморохова, Е.М. Трифанова, Е.А. Грушичева, И.В. Ситников, А.Н. Николаев, Р.Ш. Асхадуллин</i> .....	450
ШЛАКОЩЕЛОЧНОЕ ЦЕМЕНТИРОВАНИЕ ГЕТЕРОГЕННЫХ ЖРО: РАЗРАБОТКИ И ИССЛЕДОВАНИЯ <i>С.Н. Скоморохова, Е.М. Трифанова, А.Н. Николаев, Р.Ш. Асхадуллин</i> .....	451
РЕЗУЛЬТАТЫ ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННЫХ ИСПЫТАНИЙ КОМПЛЕКСНОЙ МЕМБРАННО-СОРБЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ НИЗКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА <i>О.М. Слюнчев, П.А. Бобров, А.С. Акинцев, Е.Н. Зубриловский, В.А. Кичик, Е.Н. Стариков</i> .....	452
ИСПЫТАНИЕ НОВЫХ СОРБЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ОЧИСТКИ РАСТВОРОВ ВЫСОКОГО УРОВНЯ АКТИВНОСТИ ОТ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ <i>О.М. Слюнчев, Н.М. Ивенская</i> .....	453
РАЗРАБОТКА НОВОГО СОСТАВА СУХОЙ СМЕСИ ДЛЯ ЦЕМЕНТИРОВАНИЯ САО <i>О.М. Слюнчев, В.А. Ремизова, П.А. Бобров</i> .....	454
РАЗРАБОТКА СПОСОБА ИММОБИЛИЗАЦИИ ОСАДКОВ С ВЫСОКИМ СОДЕРЖАНИЕМ ДОЛГОЖИВУЩИХ АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ НУКЛИДОВ <i>О.М. Слюнчев, М.А. Семенов, С.А. Лукин</i> .....	455
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГАММА- РАДИОЛИЗА ДИАМИДОВ N-ГЕТЕРОЦИКЛИЧЕСКИХ КИСЛОТ <i>А.А. Смирнова, П.И. Матвеев, А.А. Митрофанов, С.С. Жохов, В.Г. Петров, Ю.А. Устынюк, С.Н. Калмыков</i> .....	456
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ КОМИТЕТА МАГАТЭ ПО НОРМАМ БЕЗОПАСНОСТИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ЦИКЛЕ 2014-2017 ГОДОВ <i>А.И. Соболев</i> .....	457
ВЛИЯНИЕ ВОДРАСТВОРИМЫХ ПРОИЗВОДНЫХ ПИРАЗИНА НА РАЗДЕЛЕНИЕ Am(III), Cm(III) И Eu(III) <i>И.А. Согласов, П.И. Матвеев, Г.В. Лавров, В.Г. Петров, Н.А. Устынюк, Ю.А. Устынюк, С.Н. Калмыков</i> .....	458
ВЛИЯНИЕ РАСТВОРИТЕЛЯ НА ЭКСТРАКЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ Am(III)/Eu(III) НА ОСНОВЕ ДИАМИДОВ 1,10-ФЕНАНТРОЛИН ДИКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ <i>Е.А. Спиридонов, П.И. Матвеев, А.А. Митрофанов, А.А. Ширяев, В.Г. Петров, С.Н. Калмыков</i> .....	459
ВОПРОСЫ ВЗРЫВОПОЖАРОБЕЗОПАСНОСТИ ГОЛОВНЫХ ОПЕРАЦИЙ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ УРАН-ЦИРКОНИЕВОГО ТОПЛИВА <i>Н.П. Старовойтов, В.А. Дудкин, В.А. Казаков, Р.Э. Абдулвагидов</i> .....	460
ОПЫТ РАДИЕВОГО ИНСТИТУТА ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ ГОРЯЧЕГО ИЗОСТАТИЧЕСКОГО ПРЕССОВАНИЯ ДЛЯ ИЗОЛЯЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>В.А. Старченко, Ю.А. Похитонов</i> .....	461

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИОНУКЛИДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ГРАФИТА РЕАКТОРА РФТ В ПРОЦЕССЕ ЕГО ДЕМОНТАЖА <i>А.В. Степанов, Ю.Н. Смирский, И.А. Семин, А.Г. Волкович</i> .....	462
ИМИТАЦИЯ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА Cs ДО Ba В ОСТЕКЛОВАННЫХ ФОРМАХ РАО <i>С.В. Стефановский, И.Л. Прусаков</i> .....	463
ВЛИЯНИЕ КОНЦЕНТРАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ХОХОДОВ НА СВОЙСТВА НАТРИЙБОРОСИЛИКАТНЫХ СТЕКОЛ ДЛЯ ИХ ИММОБИЛИЗАЦИИ <i>С.В. Стефановский, М.В. Скворцов, О.И. Стефановская</i> .....	464
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТОЧКИ НУЛЕВОГО ЗАРЯДА ПОВЕРХНОСТИ БЕНТОНИТОВ С ЦЕЛЬЮ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ СОРБЦИИ ЦЕЗИЯ <i>Е.А. Тюпина, А.В. Прядко, С.И. Слепцова, М.А. Богородская, В.В. Крупская</i> .....	465
ОЦЕНКА НАДЕЖНОСТИ ФИКСАЦИИ КРИТИЧНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В КЕРАМИЧЕСКИХ МАТРИЦАХ <i>В.И. Цветков, А.Ф. Нечаев</i> .....	466
МОНОКРИСТАЛЛЫ И КЕРАМИКИ МОНАЦИТА С ПРИМЕСЬЮ <sup>238</sup> Pu – ОСОБЕННОСТИ ПОВЕДЕНИЯ ПРИ БОЛЬШИХ ДОЗАХ САМООБЛУЧЕНИЯ <i>А.А. Ширяев, Б.Е. Бураков, В.О. Япаскурт, А.А. Аверин, М.С. Никольский, М.С. Григорьев, И.Э. Власова</i> .....	467
ИЗВЛЕЧЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ СТРОНЦИЯ ИЗ ЖРО РАЗЛИЧНЫМИ КОМПОЗИЦИОННЫМИ СОРБЕНТАМИ <i>А.Н. Щеблецова, А.В. Радкевич, В.В. Торопова, А.И. Иванец</i> .....	468
ПРЕОБРАЗОВАНИЕ ГЛИНИСТЫХ МИНЕРАЛОВ В ТЕХНОГЕННЫХ ПРОЦЕССАХ, СВЯЗАННЫХ С ЗАХОРОНЕНИЕМ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ <i>В.В. Крупская, С.В. Закусин, О.В. Доржиева, М.С. Чернов, А.Е. Богуславский, О.В. Шемелина, А.А. Зубков</i> .....	469
<b>7. ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА</b>	
ОПРЕДЕЛЕНИЕ УСТОЙЧИВОСТИ КОМПЛЕКСОВ МЕДИ И ЦИНКА С АЗАКРАУН-ЭФИРАМИ И ИХ КОНЬЮГАТОВ С ТЕТРАПЕПТИДОМ <i>Г.Ю. Алешин, Л.С. Замуруева, Б.В. Егорова</i> .....	471
ПРОИЗВОДСТВО РАДИОНУКЛИДНЫХ ПРЕПАРАТОВ <i>О.И. Андреев</i> .....	472
КАТАЛИЗИРУЕМОЕ КОМПЛЕКСАМИ МЕДИ ФТОРИРОВАНИЕ АРИЛПИНАКОЛБОРОНАТОВ В ПРИСУТСТВИИ 4-ДИМЕТИЛАМИНОПИРИДИНИЙ ТРИФЛАТА <i>Д.О. Антуганов, М.П. Зыков, К.Ю. Тимофеева, В.В. Тимофеев, В.В. Орловская, Р.Н. Красикова</i> .....	473
ПОЛУЧЕНИЕ ТРЕХОКИСИ МОЛИБДЕНА, ОБОГЩЕННОГО МОЛИБДЕНОМ-98, РЕГЕНЕРИРОВАННОГО ИЗ ОТРАБОТАННЫХ ГЕНЕРАТОРОВ ТЕХНЕЦИЯ-99м <i>У.Т. Ашрапов, С.С. Хужаев</i> .....	474
РАЗРАБОТКА СТАЦИОНАРНОГО РАДИОНУКЛИДНОГО ГЕНЕРАТОРА <sup>188</sup> W/ <sup>188</sup> Re <i>У.Т. Ашрапов, С.С. Хужаев, Г.Е. Кодина</i> .....	475
КРИТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ПРИМЕНЕНИЯ МЕЧЕННЫХ ТРИТИЕМ СОЕДИНЕНИЙ ДЛЯ ФАРМАКОКИНЕТИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ <i>Г.А. Бадун, М.Г. Чернышева</i> .....	476

ВЫДЕЛЕНИЕ ИЗОТОПОВ АКТИНИЯ И РАДИЯ ИЗ ОБЛУЧЕННОЙ ПРОТОНАМИ ТОРИЕВОЙ МИШЕНИ <i>А.Е. Баймуханова, В.И. Радченко, А.П. Маринова, Г.М. Маринов, Е.С. Куракина, Д.В. Караиванов, Д.В. Философов</i> .....	477
РАЗРАБОТКА Ac-225/Bi-213 ГЕНЕРАТОРОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НЕОРГАНИЧЕСКИХ СОРБЕНТОВ <i>Н.Д. Бетенев, Е.И. Денисов, С.В. Ермолаев, Е.В. Лапина, А.Н. Васильев, Б.Л. Жуйков</i> .....	478
ПОЛУЧЕНИЕ НА ЦИКЛОТРОНЕ И РАДИОХИМИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ <sup>117m</sup> Sn <i>Г.А. Божиков, Н.В. Аксенов, Г.Я. Стародуб, С.Н. Дмитриев</i> .....	479
ДОЛГОЖИВУЩИЕ РАДИОНУКЛИДЫ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ РАДИОФАРМПРЕПАРАТОВ НА ОСНОВЕ <sup>18</sup> F <i>Д.И. Бринкевич, С.Д. Бринкевич, В.О. Крот, Г.В. Чиж, Р.Л. Свердлов, А.А.Иванюкович, С.А. Сорока</i> .....	480
ИССЛЕДОВАНИЕ МЕХАНИЗМОВ РАДИОЛИТИЧЕСКОГО ДЕГАЛОГЕНИРОВАНИЯ 2-[ <sup>18</sup> F]ФТОРДЕЗОКСИГЛЮКОЗЫ И МОДЕЛИРУЮЩИХ ЕЕ СОЕДИНЕНИЙ <i>С.Д. Бринкевич, О.В. Тугай, Г.В. Чиж, Р.Л. Свердлов, А.А. Сладкова</i> .....	481
РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ ВЫСОКОЧИСТЫХ РАСТВОРОВ <sup>89</sup> Zr КАК АКТИВНОЙ ФАРМАЦЕВТИЧЕСКОЙ СУБСТАНЦИИ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ <i>В.Б. Бубенчиков, А.Г. Макичян, А.А. Ларенков</i> .....	482
ПОЛУЧЕНИЕ ПРЕПАРАТОВ <sup>227</sup> Th И <sup>223</sup> Ra МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ ИЗ <sup>227</sup> Ac <i>П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.С. Куприянов, Р.А. Кузнецов, В.А. Тарасов</i> .....	483
ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИОННОГО ПОВЕДЕНИЯ ГАЛЛИЯ И ГЕРМАНИЯ В ХЛОРИДНЫХ РАСТВОРАХ НА СОРБЕНТАХ «ТЕРМОКСИД» <i>С.К. Вовк, П.К. Терехов, Е.И. Денисов</i> .....	484
СОРБЦИЯ ТЕХНЕЦИЯ НА МОДИФИЦИРОВАННЫХ НАНОАЛМАЗАХ <i>Б.Л. Гаращенко, Р.Ю. Яковлев, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	485
ДИФфуЗИЯ И СОРБЦИЯ РАДИЯ В ТЕКСТУРИРОВАННОМ ГИДРОКСИАПАТИТЕ <i>А.В. Гопин, А.В. Северин, А.Н. Васильев, И.Э. Власова, Е.В. Черных</i> .....	486
РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ВЫДЕЛЕНИЯ МОЛИБДЕНА-99 ИЗ РАСТВОРНОГО ТОПЛИВА ГОМОГЕННОГО РЕАКТОРА НА СОРБЕНТАХ «ТЕРМОКСИД» <i>Е.И. Денисов, Н.Д. Бетенев,</i> .....	487
ОПТИМИЗАЦИЯ КАЧЕСТВА СЫРЬЕВОГО МАТЕРИАЛА ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОИЗОТОПА C-14 <i>А.А. Джанелидзе, Н.А. Котельников, М.Ю. Глазырина, В.В. Загоржевский</i> .....	488
ПРИМЕНЕНИЕ ФЕРМЕНТАТИВНОГО ГИДРОКСИАПАТИТА В КАЧЕСТВЕ НОСИТЕЛЯ МЕДИЦИНСКИХ РАДИОНУКЛИДОВ <i>В.К. Долгова, А.В. Северин, А.В. Гопин</i> .....	489
ГЕНЕРАТОР АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ ДЛЯ ТЕРАПИИ ОНКОЛОГИЧЕСКИХ ЗАБОЛЕВАНИЙ <i>Б.В. Егорова, К.В. Коков, Ю.А. Перминов, М.А. Прошин, Д.Ю. Чувиллин</i> .....	490

НОВЫЕ БЕНЗОАЗАКРАУН-ЭФИРЫ ДЛЯ СВЯЗЫВАНИЯ КАТИОНОВ РАДИОНУКЛИДОВ Y-90, Bi-213 И Ac-225 <i>Б.В. Егорова, Е.В. Матазова, Г.Ю. Алешин, А.Д. Зубенко, О.А. Федорова, Ю.В. Федоров, С.Н. Калмыков</i> .....	491
ВЫДЕЛЕНИЕ $^{177}\text{Lu}$ ИЗ ОБЛУЧЕННОЙ ТОРМОЗНЫМИ ФОТОНАМИ ГАФНИЕВОЙ МИШЕНИ <i>Т.Ю. Екатова, А.Г. Казаков, Р.А. Алиев</i> .....	492
ОБРАТНЫЙ ГЕНЕРАТОР $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$ НА ОСНОВЕ НЕОРГАНИЧЕСКИХ СОРБЕНТОВ <i>С.В. Ермолаев, А.Н. Васильев, Е.В. Лапина, Е.И. Денисов, Н.Д. Бетенеков, Б.Л. Жуйков</i> .....	493
ПОЛУЧЕНИЕ $^{225}\text{Ac}$ ОБЛУЧЕНИЕМ ПРИРОДНОГО ТОРИЯ ПРОТОНАМИ СРЕДНИХ ЭНЕРГИЙ <i>С.В. Ермолаев, Е.В. Лапина, А.Н. Васильев, В.М. Коханюк, Б.Л. Жуйков, Р.А. Алиев, В.С. Остапенко, С.Н. Калмыков</i> .....	494
РАЗРАБОТКА ЦИРКУЛИРУЮЩЕЙ СХЕМЫ ПОЛУЧЕНИЯ $^{213}\text{Bi}$ ИЗ $^{221}\text{Fr}$ , НЕПРЕРЫВНО ОТДЕЛЯЕМОГО ОТ $^{225}\text{Ac}$ <i>С.В. Ермолаев, А.К. Скасырская</i> .....	495
ПРОИЗВОДСТВО МЕДИЦИНСКИХ РАДИОИЗОТОПОВ: МИРОВЫЕ ТЕНДЕНЦИИ И ВОЗМОЖНОСТИ РОССИИ <i>Б.Л. Жуйков</i> .....	496
ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ $^{89}\text{Zr}$ ИЗ ОБЛУЧЕННЫХ ИТТРИЕВЫХ МИШЕНЕЙ <i>А.Г. Казаков, Р.А. Алиев, В.С. Остапенко, А.Б. Присёлкова, С.Н. Калмыков</i> .....	497
СВЯЗЫВАНИЕ КОНЪЮГАТОВ ИНГИБИТОРОВ ПРОСТАТИЧЕСКОГО СПЕЦИФИЧЕСКОГО МЕМБРАННОГО АНТИГЕНА С КАТИОНАМИ РАДИОНУКЛИДОВ, ПРИМЕНЯЕМЫХ В ПЭТ-ДИАГНОСТИКЕ И ТЕРАПИИ <i>Т.П. Калмыкова, Б.В. Егорова, С.Н. Калмыков, С.А. Петров, А.Э. Мачулкин, А.А. Ларенков, Г.Е. Кодина, Е.К. Белоглазкина, А.Г. Мажуга, Н.В. Зык</i> .....	498
ПОТЕНЦИАЛЬНЫЕ ПЭТ РАДИОТРЕЙСЕРЫ НА ОСНОВЕ СТРУКТУРЫ БИФЕНОЛА ДЛЯ ВИЗУАЛИЗАЦИИ НЕЙРОВОСПАЛЕНИЯ <i>М.М. Киселева, О.Ф. Кузнецова, Н.Б. Викторов, М.А. Егорова, К.В. Сивак, Д.Д. Ваулина, А.Д. Коротков, Н.А. Гомзина</i> .....	499
ПРОБЛЕМЫ КОНВЕРСИИ РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА <i>Г.Е. Кодина</i> .....	500
МЕЧЕННЫЕ ФТОРОМ-18 ПРОИЗВОДНЫЕ ТРИПТОФАНА: ВЛИЯНИЕ СТРУКТУРЫ НА УСТОЙЧИВОСТЬ К МЕТАБОЛИЗМУ <i>Р.Н. Красикова, A. Vazques-Romero, E. Revuniv, P. Johnström, L. Tari, M. Tóth, S. Erhardt, S. Cervenka, M. Schou</i> .....	501
ИССЛЕДОВАНИЕ КОМПЛЕКСОВ $^{111}\text{In}$ , $^{111\text{m}}\text{Cd}$ , $^{152,154}\text{Eu}$ С ДТПА С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДА ВОЗМУЩЕННЫХ УГЛОВЫХ КОРРЕЛЯЦИЙ <i>Е.С. Куракина, А.И. Величков, В.И. Радченко, Э.П. Магомедбеков, Д.В. Философов</i> ...	502

ОПТИМИЗАЦИЯ УСЛОВИЙ МЕТОДА ТРИТИЕВОЙ ПЛАНИГРАФИИ ПРИ ИССЛЕДОВАНИИ РАЗЛИЧНЫХ АГРЕГАТОВ БЕЛКА ОБОЛОЧКИ ВИРУСА ТАБАЧНОЙ МОЗАИКИ <i>А.Л. Ксенофонтов, Е.Н. Богачева, Н.В. Федорова, Е.В. Лукашина, А.А. Долгов, Е.Н. Добров, М.Г. Чернышева, Г.А. Бадун</i> .....	503
ОПТИМИЗАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ НАБОРА ЛИОФИЛИЗИРОВАННЫХ РЕАГЕНТОВ ДЛЯ ПРИГОТОВЛЕНИЯ РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ЛЕКАРСТВЕННОГО ПРЕПАРАТА «СИНОРЕН, <sup>188</sup> Re» <i>Е.А. Лямцева, Н.А. Таратоненкова, Г.Е. Кодина, А.О. Малышева</i> .....	504
ИЗУЧЕНИЕ ФОТОЯДЕРНОГО МЕТОДА НАРАБОТКИ ОЖЕ-ЭМИТТЕРА <sup>195m</sup> Pt <i>А.Ш. Мадумаров, Н.В. Аксенов, Г. Божиков</i> .....	505
КОМПЛЕКС $Vi^{3+}$ С АЗАКРАУН-ЛИГАНДОМ И ДОТА-ТЕТРАПЕПТИДОМ <i>Е.В. Матазова, Б.В. Егорова, А.Д. Зубенко, О.А. Федорова, Ю.В. Федоров, Д.В. Авдеев, Д.С. Хачатрян, В.Н. Осипов, С.Н. Калмыков</i> .....	506
ИССЛЕДОВАНИЕ НОВОГО ТЕТРАФОСФОНАТА КАК КОМПОНЕНТА ОСТЕОТРОПНОГО РАДИОФАРМПРЕПАРАТА НА ОСНОВЕ <sup>68</sup> Ga <i>Ю.А. Митрофанов, И.А. Караваев, А.Я. Марук, Г.С. Цебрикова, В.П. Соловьев, В.Е. Баулин, А.А. Ларенков, Г. Е. Кодина</i> .....	507
ОКИСЛИТЕЛЬНОЕ ДЕКАРБОНИЛИРОВАНИЕ ПЕТНАКАРБОНИЛИОДИДА ТЕХНЕЦИЯ В ПРИСУТСТВИИ ЖЕЛЕЗА(III) <i>Ю.А. Наумова, А.Е. Мирославов, Г.В. Сидоренко</i> .....	508
ОЦЕНКА ЭФФЕКТОВ КОМБИНИРОВАННОГО РАДИАЦИОННО-УЛЬТРАЗВУКОВОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА МОДЕЛЬНЫЕ ОБЪЕКТЫ (КОМПЛЕКСНОЕ СОЕДИНЕНИЕ, ФЕРМЕНТ, БАКТЕРИЯ) <i>А.Л. Николаев, С.Е. Мазина, А.В. Гопин, А.В. Саранцев, М.Д. Харламова, Д.В. Шушпанова, О.В. Кирюхин, В.Г. Петров, С.Н. Калмыков</i> .....	509
ПОЛУЧЕНИЕ И ИСПЫТАНИЕ <i>IN VITRO</i> И <i>IN VIVO</i> ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ <sup>69m</sup> Zn-СОДЕРЖАЩИХ РАДИОФАРМПРЕПАРАТОВ <i>М.А. Орлова, Т.П. Трофимова, А.П. Орлов, И.А. Иванов</i> .....	510
НОВЫЙ ПОДХОД К СИНТЕЗУ 6-L-[ <sup>18</sup> F]FDOPА, ВАЖНЕЙШЕГО ПЭТ РАДИОТРЕЙСЕРА КЛАССА АМИНОКИСЛОТ <i>В.О. Орловская, О.Ф. Кузнецова, О.С. Федорова, Р.Н. Красикова</i> .....	511
РАДИОИЗОТОПНЫЙ КОМПЛЕКС РИЦ-80. НОВЫЕ МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ ГЕНЕРАТОРНОГО РАДИОНУКЛИДА Sr-82 И ДРУГИХ МЕДИЦИНСКИХ РАДИОНУКЛИДОВ <i>В.Н. Пантелеев, А.Е. Барзах, Ю.М. Волков, В.С. Иванов, С.А. Кротов, П.Л. Молканов, С.Ю. Орлов, М.Д. Селиверстов, Д.В. Федоров</i> .....	512
АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА ПРОИЗВОДСТВА ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАЗВИТИЯ РАДИОНУКЛИДНОЙ ТЕРАПИИ <i>М.А. Предеина, С.В. Ившин, М.Ю. Глазырина, Д.В. Козлов, С.Г. Новиков, В.В. Приходько, А.Б. Муралев</i> .....	513

РАЗВИТИЕ ПРОГРАММЫ ПО НАРАБОТКЕ И ИСПОЛЬЗОВАНИЮ ТЕРАПЕВТИЧЕСКИХ РАДИОИЗОТОПОВ В ТРИУМФЕ <i>В.И. Радченко, А. Баймуханова, А. Р. Робертсон, К.Ф. Рамозида, Х. Янг, Т. Костельник, Л. Ли, М. Симнунич, Д. Енгл, Т. Бархард, Э. Алусио, П. Элисон, Э. П. Ольсон, Е. Куракина, А. Маринова, Г. Маринов, Д. Караиванов, К. Хёер, Ф. Бенард, К. Орвиг, П. Шафер, Д. Философов</i> .....	514
ПОЛУЧЕНИЕ РФП $^{68}\text{Ga}$ С ВЫСОКОЙ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ И РАДИОНУКЛИДНОЙ ЧИСТОТОЙ НА АВТОМАТИЗИРОВАННОМ МОДУЛЕ СИНТЕЗА <i>М.Г. Рахимов, А.А. Ларенков, Г.Е. Кодина</i> .....	515
ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ СОСТАВА РЕАКЦИОННОЙ СМЕСИ НА ПРОДУКТЫ РЕАКЦИИ ИНКОРПОРИРОВАНИЯ $^{68}\text{Ga}$ В БХА-КОНЬЮГИРОВАННЫЕ МОЛЕКУЛЫ ДЛЯ РФП <i>М.Г. Рахимов, А.Г. Макичян, А.А. Ларенков</i> .....	516
НАНОГИДРОКСИАПАТИТ КАК НОСИТЕЛЬ МЕДИЦИНСКИХ РАДИОНУКЛИДОВ <i>А.В. Северин, А.В. Гопин, И.Э. Власова, М.А. Орлова, А.Н. Васильев, Е.С. Шаламова, В.К. Долгова</i> .....	517
АДСОРБЦИЯ ХИТОЗАНА НА НАНОАЛМАЗАХ ДЕТОНАЦИОННОГО СИНТЕЗА <i>А.В. Синолиц, М.Г. Чернышева, А.Г. Попов, И.С. Чащин, Т.Б. Егорова, А.В. Егоров, Д.С. Волков, Г.А. Бадун</i> .....	518
СИНТЕЗ $\text{TcX}(\text{CO})_5$ ( $\text{X} = \text{Cl}, \text{Br}, \text{I}$ ) ПРИ АТМОСФЕРНОМ ДАВЛЕНИИ <i>Е.С. Степанова, А.Е. Мирославов, Н. Бранбанд, Р. Альберто, Г.В. Сидоренко, А.А. Лумпов</i> .....	519
ПОИСК ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ ДЛЯ КОНТРОЛЯ КАЧЕСТВА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРЕПАРАТА «НАНОТЕХ, $^{99\text{m}}\text{Tc}$ » В МЕДИЦИНСКИХ УЧРЕЖДЕНИЯХ <i>Н.А. Таратоненкова, Е.А. Лямцева, Г.Е. Кодина, А.О. Малышева</i> .....	520
ПЕРСПЕКТИВЫ РАДИОНУКЛИДНОГО ПРОИЗВОДСТВА В АО «ГНЦ НИИАР» ПОСЛЕ РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА СМ <i>В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов</i> .....	521
ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ МЕДИ ДЛЯ МЕДИЦИНСКИХ ЦЕЛЕЙ <i>Ю.А. Тетерин, Н.Г. Яковлев</i> .....	522
ИССЛЕДОВАНИЕ АНИОНООБМЕННЫХ СМОЛ ДЛЯ ПРИМЕНЕНИЯ В ГЕНЕРАТОРЕ $^{44}\text{Ti}/^{44}\text{Sc}$ <i>Н.А. Титченко, Б.В. Егорова, С.Н. Калмыков</i> .....	523
НОВЫЕ ТРИКАРБОНИЛЬНЫЕ КОМПЛЕКСЫ ТЕХНЕЦИЯ И РЕНИЯ С ЭФИРАМИ $\omega$ -ИЗОЦИАНКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ <i>М.Ю. Тюпина, А.Е. Мирославов, В.В. Гуржий, А.А. Лумпов, П.М. Толстой, Г.В. Сидоренко, Д.Н. Суглобов</i> .....	524
ЭФФЕКТИВНЫЙ СИНТЕЗ $16\text{-}\alpha\text{-}[^{18}\text{F}]\text{ФТОР-17}\beta\text{-ЭСТРАДИОЛА}$ ( $[^{18}\text{F}]\text{ФЭС}$ ), РАДИОТРЕЙСЕРА ДЛЯ ПЭТ ДИАГНОСТИКИ РАКА МОЛОЧНОЙ ЖЕЛЕЗЫ <i>О.С. Федорова, В.С. Николаева, Р.Н. Красикова</i> .....	525
СОРБЦИЯ $\text{Zr}(\text{IV})$ НА ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКИХ СОРБЕНТАХ TRU И LN RESIN В ПРИСУТСТВИИ HF <i>Е.Б. Фуркина, А.Г. Казаков</i> .....	526



ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ АДСОРБЦИИ [ <sup>3</sup> H] ХИТОЗАНА НА КОЛЛАГЕНОВУЮ ТКАНЬ БЫЧЬЕГО ПЕРИКАРДА <i>И.С. Чащин, Г.А. Бадун, М.Г. Чернышева, Н.П. Бакулева, Н.М. Анучина</i> .....	527
ИССЛЕДОВАНИЕ ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ГЕНЕРАТОРЕ Sr-82/Rb-82 НА ОСНОВЕ ГИДРОКСИДА ОЛОВА <i>В.М. Чудаков, Б.Л. Жуйков</i> .....	528
КОМПЛЕКСЫ ЕВРОПИЯ С КОНЬЮГАТАМИ ДОТА-ТЕТРАПЕПТИД И ДОТА-ПЕНТАПЕПТИД <i>А.О. Якушева, Б.В. Егорова, А.А. Митрофанов, Д.С. Хачатрян, Д.В. Авдеев, В.Н. Осипов</i> .....	529
НОВЫЕ ЛИГАНДЫ СЕМЕЙСТВА БИСПИДИНА ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ПЭТ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ИОНОВ МЕТАЛЛОВ <i>А.В. Медведько, Б.В. Егорова, С.Н. Калмыков, С.З.Вацадзе</i> .....	52930

# **ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ**



## **ПРОЕКТ ПРОРЫВ – ЗАМЫКАНИЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯЭ НА БАЗЕ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ**

**Е.О. Адамов<sup>1)</sup>, Л.А. Большов<sup>2)</sup>, В.В. Лемехов<sup>1)</sup>, Ю.С. Мочалов<sup>1)</sup>,  
В.И. Рачков<sup>1)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Частное учреждение ГК «Росатом» «ИТЦП «ПРОРЫВ»,  
[info@proryv2020.ru](mailto:info@proryv2020.ru)*

*<sup>2)</sup> – Федеральное государственное бюджетное учреждение науки  
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики  
Российской академии наук*

Главная задача проектного направления (ПН) «Прорыв» демонстрация ЯЭ при замыкании ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах (РБН) естественной безопасности:

1. конкурентоспособной по сравнению с другими видами генерации;
2. исключая тяжелой аварии, требующие эвакуации населения;
3. реализующей полный энергетический потенциал добываемого уранового сырья;
4. окончательно решающей проблемы ОЯТ, в условиях последовательного приближения к радиационно-эквивалентному обращению с радиоактивными отходами (РАО);
5. обеспечивающей технологическое усиление режима нераспространения ядерного оружия и ядерных материалов.

Достижение поставленных задач невозможно без создания плотного смешанного уран-плутониевого топлива. Из вариантов такого топлива в ПН отдано предпочтение смешанному нитридному уран-плутониевому топливу (СНУП). Основные направления работ в рамках НИОКР за прошедшие годы связаны с разработкой, обоснованием в лабораторных и реакторных условиях такого топлива и технологий переработки отработавшего СНУП-топлива.

Разработанные аналитические методы контроля топлива и нейтронно-физические расчёты активной зоны реакторной установки с учётом расчётных и технологических погрешностей показывают возможность формирования активной зоны с малым запасом реактивности уже начиная со стартовой загрузки.

В рамках проектного направления «Прорыв» завершена постановка в БН-600 18-и ТВС (более 1000 твэлов), обосновывающие твэлы для РУ БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200. Во время испытаний не было ни одной разгерметизации оболочек при максимальном выгорании до 7,5% т.а.,

которое превышает выгорание, достигнутое на АЭС с реакторами на тепловых нейтронах.

Изготовлены по референтной технологии три экспериментальные ТВС (ЭТВС-16, -17, -18) со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и оболочками из стали ЭП823 в конструктиве БН-600 для достижения глубины выгорания свыше 9% т.а. Выполнена верификация усовершенствованной версии кода БЕРКУТ, а также инженерного кода ДРАКОН, на результатах ПРИ экспериментальных твэлов со СНУП-топливом, облученных в составе КЭТВС-1, КЭТВС-6 в БН-600 и ОУ-1 БОР-60, что позволило прогнозировать работоспособность ЭТВС до 9% т.а. и 110 сна (ДРАКОН), а также провести многопараметрические расчёты (БЕРКУТ) и сформулировать рекомендации по технологическим параметрам топлива твэлов РУ БРЕСТ-ОД-300, которые позволят достичь значений выгорания более 11% т.а.

Сформированы предложения по гомогенной и гетерогенным схемам трансмутации Am в РБН для прохождения ключевой развилки. Завершается разработка гидрометаллургической технологии переработки смешанного уран-плутониевого нитридного и оксидного отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реакторов на быстрых нейтронах (РБН). Работы по пирохимической технологии и технологии плазменной сепарации находятся в стадии НИР. Доказана возможность экстракционно-кристаллизационного аффинажа неразделенной смеси U-Pu-Np (нераспространение). На реальных ВАО от переработки ОЯТ проверена технология выделения фракции Am-Cm и разделения Am и Cm с извлечением актинидов более 99,9 % (радиоэквивалентное обращение с РАО). Подтверждена возможность переработки топлива с выгоранием до 20% т.а. с потерями актинидов в РАО менее 0,1 % от исходного.

На площадке СХК ведётся сооружение модуля фабрикации/рефабрикация СНУП с проектной производительностью 14 т/г. На следующих стадиях планируется сооружение ЭБ с реактором БРЕСТ мощностью 300 МВт (эл.) и модуля переработки ОЯТ мощность. 5т/год.

**РЕШЕНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ И ПРОЕКТНЫХ ЗАДАЧ - ОДНО  
ИЗ НОВЫХ НАПРАВЛЕНИЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ АО «ФЦНИВТ  
«СНПО «ЭЛЕРОН»**

**Г.Ш. Баторшин, В.А. Буянов**

*АО «ФЦНИВТ «СНПО «Элерон», Москва, info@eleron.ru*

На образованную приказом министра среднего машиностроения Е.П. Славского (1963 г.) лабораторию № 36 в составе ВНИИ химической технологии были возложены задачи по разработке технических средств охраны для обеспечения безопасности атомных объектов отрасли. После аварии на Чернобыльской АЭС (1989 г.), решением Совета Министров СССР создано Специализированное НПО «Элерон» по сооружению комплексов инженерно-технических средств физической защиты объектов атомной энергетики и промышленности. В 2015 г. Указом Президента РФ учреждено АО «Федеральный центр науки и высоких технологий «Специальное научно-производственное объединение «Элерон», а 2016 г. приказом ГК «Росатом» № 1/45-П на базе АО «ФЦНИВТ «СНПО «Элерон» сформирована инжиниринговая организация по реализации проектов на объектах ЯОК, БУИ и ЯРБ в рамках ФАИП и ГОЗ в составе технологических и проектных подразделений СПб «АТОМПРОЕКТ», АО «ВНИПИЭТ», УПИИ «ВНИПИЭТ», «Комплексный проект» г. Саров.

В настоящее время АО «ФЦНИВТ «СНПО «Элерон» выполняет работы направленные на решение ряда технологических и проектных задач по следующим проектам:

ОДЦ (опытно-демонстрационный центр по хранению и переработке ОЯТ – второй пусковой комплекс базовой технологии). Работы выполняются совместно с ФГУП «ГХК», АО «Радиевый институт», АО «ВНИИНМ».

Создание объекта «Новый источник» на площадке ФГУП «ПО «Маяк». Работы выполняются совместно с ФГУП «ПО «Маяк», АО «ОКБМ Африкантов».

АСММ (атомные станции малой мощности) - выполнение предварительного этапа проектирования по выбору площадки размещения АСММ на базе РУ «Шельф» для энергоснабжения шахты Павловского месторождения на архипелаге Новая Земля по добыче свинцово-цинковых руд. Работы выполняются совместно с АО «НИКИЭТ».

Нижне-Канский массив (окончательная изоляция радиоактивных отходов 1 и 2 классов высоко- и среднеактивных долгоживущих РАО в глубоких геологических формациях Нижне-Канского гранитоидного массива). Работы выполняются совместно с ФГУП «НО РАО», ИБРАЭ РАН, АО «ВНИИпромтехнологии».

УТС (управляемый термоядерный синтез) - подготовка проекта на предварительном этапе проектирования (ДОН, ОБИН, ОВОС, ТЭО), техническое перевооружение стандовой базы на предприятиях отрасли (АО «ВНИИЭФА», «ФТИ им. А.Ф. Иоффе», ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ»). Работы выполняются совместно с НИЦ «Курчатовский институт», АО «НИКИЭТ».

ПРК (полифункциональный радиохимический исследовательский комплекс). Работы выполняются совместно с АО «ГНЦ НИИАР», АО «ВНИИНМ», АО «СвердНИИхиммаш».

Полигоны захоронения твердых радиоактивных отходов (НАО и САО) на трёх площадках в гг. Сергиев Посад, Новоуральск и Озерск. Работы выполняются совместно с ФГУП «НО РАО», ФГУП «Радон».

## СТРАТЕГИЯ И СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ ИССЛЕДОВАНИЙ В ПОДЗЕМНОЙ ЛАБОРАТОРИИ В НИЖНЕКАНСКОМ МАССИВЕ

И.И. Линге<sup>1)</sup>, С.С. Уткин<sup>1)</sup>, Б.Т. Кочкин<sup>2),1)</sup>, К.В. Мартынов<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> – ИБРАЭ РАН, Москва, <sup>2)</sup> – ИГЕМ РАН, Москва, <sup>3)</sup> – ИФХЭ РАН,  
Москва, [uss@ibrae.ac.ru](mailto:uss@ibrae.ac.ru)

В последние несколько лет произошли существенные изменения состояния дел по развитию проекта ПГЗРО в Нижнеканском массиве: на площадке начались подготовительные работы к сооружению первоочередных объектов; определена долгосрочная Стратегия; расширена публичность обсуждения концепции системы захоронения, особенностей проекта, направлений программы исследований в ПИЛ.

Развертывание работ сопровождается выделением из состава проекта объектов и других компонент, являющихся инвариантными к последующим решениям по устройству ПИЛ и ПГЗРО.

Необходимость этого вызвана тем, что сих пор имеются неопределенности относительно поведения в долгосрочной перспективе некоторых материалов (тиксотропный шликер, алюминатный бетон) и системы в целом. Состав РАО, предполагаемых к захоронению также обладает рядом неопределенностей. Они связаны как с наличием нескольких источников производства отходов (ПО Маяк, где работало 5 установок по отверждению в алюмофосфатное стекло жидких РАО различного происхождения; ОДЦ, где планируется переработка ОЯТ с включением РАО в боросиликатное стекло; РАО, связанные с разработкой реакторов со свинцовым теплоносителем), так и с реальным состоянием уже накопленных остеклованных отходов и их упаковок.

Первое широкое обсуждение проекта состоялось в 2013 г. в рамках НТС №10 Росатома. Большой объем замечаний по его содержанию практически не повлиял на последующий формат проведения работ. Только в 2016 году Госкорпорацией была инициирована НИР по разработке стратегического мастер-плана исследований для обоснования долговременной безопасности ПГЗРО. В этой работе приняли активное участие специалисты институтов РАН (ИБРАЭ, ИФХЭ, ИГЕМ и др.). В рамках этой работы были приняты меры по расширению исследовательского и экспертного сообщества и публичности обсуждений, что позволило более широко посмотреть на проект ПГЗРО.

Направления решения основных масштабных задач (долговременная Стратегия создания ПГЗРО; уточнение кондиций имеющихся РАО и перспектив по образованию новых; облик ПИЛ, обеспечивающей получение новых научных результатов для улучшения качества



обоснования долговременной безопасности) были обсуждены и одобрены на совместном заседании НТС №5 («Замыкающая стадия топливного цикла») и №10 («Экологическая и радиационная безопасность») Росатома в конце 2017 г.

В итоге, Стратегией создания ПГЗРО предусмотрены, в частности: больше времени на создание ПИЛ и проведение экспериментальных исследований (по крайней мере, до 2030 года); регулярная актуализация концепции захоронения; международная кооперация по проведению исследований в ПИЛ и международная экспертиза обосновывающих документов.

Первоочередной задачей была признана интеграция данных и знаний для обеспечения работы с ними. Такая информационная система (PULSE) уже создана. Другой задачей была подготовка расчетного инструментария для определения измеряемых характеристик (температуры, давления и др.). Такой инструментарий в основном создан, что позволяет выдавать технические задания на экспериментальные исследования.

Программа исследований формируется так, чтобы совокупные результаты позволили аргументированно окончательно обосновать (или опровергнуть) пригодность массива для сооружения ПГЗРО и выполнить соответствующее международным и российским требованиям обоснование его долговременной безопасности. В программе большое внимание должно быть уделено химическим, радиохимическим и физико-химическим исследованиям, связанным с взаимодействием геологической среды (горных пород и грунтовых вод) с элементами системы ИББ, а также компонентами РАО.

Осень 2018 года должна завершиться выходом на корректировку действующего проекта с целью создания нового и полноценного облика ПИЛ. После этого будет активизирована работа по формированию состава экспериментов, включая необходимое оборудование. В этом должны принять участие все организации, которые заинтересованы в проведении научно-технических исследований, в том числе фундаментальных, которые невозможно провести на поверхности. Предусматривается два этапа сооружения специальных горных выработок: на этапе сооружения ПИЛ, а также дополнительных – на этапе эксплуатации ПИЛ.

Для размещения материалов, связанных со всеми аспектами безопасности ПГЗРО (от создания до долговременной безопасности) создан новый научно-технический журнал «Радиоактивные отходы». Во всех номерах представлены статьи по Стратегии и ее реализации, стратегическому мастер-плану, информационной системе и т.п.

## **МАТЕРИАЛЫ И ТЕХНОЛОГИИ СОЗДАНИЯ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ РАО**

**Е.В. Захарова, К.В. Мартынов, Н.Д. Андриющенко, Я.Ю. Ершова,  
В.О. Жаркова**

*ИФХЭ РАН, Москва*

Вывод из эксплуатации (ВЭ) объектов ЯТЦ способствовал развитию исследований, направленных на разработку различных типов барьерных материалов, необходимых для проектирования и сооружения новых пунктов долговременного хранения/захоронения и реализации для ряда объектов ядерного наследия концепции ВЭ по варианту «захоронение на месте». В результате должна быть сформирована многобарьерная система, включающая природные и инженерные противодиффузионные и противомиграционные барьеры, которая обеспечивает надежную изоляцию окружающей среды от источника радионуклидов на период сохранения их потенциальной опасности.

Природные материалы и, прежде всего, глины обладают противодиффузионными и противомиграционными свойствами, совместимы между собой и с горными породами, имеют практически неограниченный физический срок жизни. Эффективность и стабильность защитных свойств барьерных материалов прогнозируется методами термодинамического моделирования процессов техногенного минералообразования.

Варьирование минерального и гранулометрического составов, плотности и влажности смесей из глин позволяет направленно моделировать характеристики материалов, что обеспечивает возможность изменять, как технологические приемы при создании барьеров, так и свойства внутренних и внешних барьеров в приповерхностных и глубинных хранилищах. В зависимости от геологических условий и технических возможностей при сооружении внешних барьеров используются методы сухой засыпки и инъекционные способы (самоуплотняющиеся и гелеобразующие барьеры), при сооружении внутренних барьеров – методы влажной засыпки (самоотверждающиеся барьеры) и закладки прессованных изделий из глин.

В качестве минерально-сырьевой базы для производства барьерных материалов, обладающих необходимыми свойствами, в настоящее время используются месторождения каолиновых и бентонитовых глин Красноярского края, имеющих значительные запасы.

Технологии сооружения барьеров, разработанные в лаборатории, проходят проверку на укрупненных макетах, в опытно-промышленном и промышленном масштабах. Накопленный опыт работы по созданию барьеров на реальных объектах выявил необходимость проверки качества промышленных партий материалов на макетах, моделирующих условия конкретных пунктов захоронения РАО.

## ДОСТАВКА ЭМИТТЕРОВ ЭЛЕКТРОНОВ ОЖЕ В ЯДРА РАКОВЫХ КЛЕТОК-МИШЕНЕЙ МОДУЛЬНЫМИ НАНОТРАНСПОРТЕРАМИ В ЦЕЛЯХ ТЕРАПИИ РАКА

**А.С. Соболев<sup>1,2)</sup>, А.А. Розенкранц<sup>1,2)</sup>, Т.А. Сластиконова<sup>1)</sup>, А.В. Уласов<sup>1)</sup>, Ю.В. Храмцов<sup>1)</sup>, Т.Н. Лупанова<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – *Институт биологии гена РАН, Москва, alsobolev@yandex.ru*

<sup>2)</sup> – *МГУ имени М.В. Ломоносова, биологический факультет*

Разработаны модульные нанотранспортёры (МНТ) – синтетические полипептиды, придающие клеточную специфичность и высокую эффективность противоопухолевым агентам. МНТ способны проникать в нужную клетку-мишень, а затем – в клеточное ядро, используя транспортные системы клетки-мишени. Технология позволяет модифицировать МНТ в зависимости от задачи, например: для смены типа клеток-мишеней, смены целевого внутриклеточного компартмента и т.д. На клеточных и животных моделях показано, что доставляемые МНТ радионуклиды, испускающие электроны Оже, благодаря специфической доставке в клетки-мишени, а в них – в ядро как наиболее чувствительную к действию электронов Оже часть клетки, приобретают намного большую эффективность и клеточную специфичность. Во МНИОИ им. П.А. Герцена и МРНЦ им. А.Ф. Цыба проводились доклинические испытания МНТ, нацеленных на клетки со сверхэкспрессией рецептора эпидермального фактора роста (клетки глиобластомы, раков мочевого пузыря, головы и шеи, шейки матки). Испытания убедительно подтвердили высокую противоопухолевую эффективность и безопасность данного подхода при внутриопухолевом пути введения МНТ, несущих индий-111 (радионуклид, испускающий электроны Оже). Разработаны «гибридные» МНТ, полученные путем ковалентного присоединения лиганда фолатных рецепторов (производного фолиевой кислоты) к безлигандному МНТ. Полученные «гибридные» фолат-МНТ специфически интернализировались клетками-мишенями (клетки рака шейки матки, рака яичников, характеризующиеся сверхэкспрессией и экспозицией фолатных рецепторов), проникали в их ядра и, доставляя в них индий-111, эффективно поражали их. Фолат-МНТ-индий-111 продемонстрировал выраженную противоопухолевую активность на животных моделях. Использование МНТ для доставки эмиттеров электронов Оже даст возможность расширить круг терапевтических изотопов за счет использования в новом качестве хорошо известных и широко применяемых для диагностических целей изотопов, таких как <sup>111</sup>In, <sup>67</sup>Ga, <sup>125</sup>I и др.

## ВЫДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ЩЕЛОЧНЫХ СРЕД

**И.В. Смирнов**

*Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург  
igor\_smirnov@khlopin.ru*

Щелочных ВАО в мире накоплено существенно меньше, чем кислых, но выделение из них радионуклидов является более сложной задачей, решение которой позволит радикально сократить объем отвержденных РАО. Щелочные ВАО оборонных программ имеются в Национальных лабораториях США и на ПО "Маяк". В РХТУ им. Д.И. Менделеева разрабатывается КАРБЭКС-процесс переработки ОЯТ в карбонатных средах в котором будут образовываться щелочные ВАО.

В Савана Ривер (США) уже несколько лет успешно работает установка выделения цезия из щелочных ВАО, использующая высокоселективную экстракционную систему на основе каликс[4]арена с краун-эфирной группой, фторорганического солюбилизатора и аминного модификатора.

Нами были исследованы каликс[4 - 8]арены и тиакаликс[4]арены, содержащие различные заместители в верхнем ободе или в гидроксильных группах нижнего обода, экстрагирующие из сильнощелочных сред цезий, америций и стронций. Максимум экстракции цезия и стронция наблюдается в интервале рН 12÷14, америция – 11÷13. Введение изонильных групп в верхний обод каликс[8]аренов существенно повышает растворимость, но снижает экстракционную способность за счет уменьшения степени агрегации в органической фазе. Частичное замещение гидроксильных групп или подбор оптимального соотношения третбутильных и изонильных групп в верхнем ободе, обеспечивает увеличение растворимости каликс[8]аренов без снижения экстракционной способности.

Тиакаликс[4]арены оказались чрезвычайно эффективными экстрагентами америция из карбонатно-щелочных сред: 99% извлечение обеспечивает 0,0002 М раствор третбутилтиакаликс[4]арена в тетрахлорэтилене, коэффициенты разделения америция и европия при этом превышают 20.

В опытах на реальных щелочных ВАО ПО "Маяк" (статическая экстракция раствором каликсарена в легком разбавителе) были получены коэффициенты очистки от бета-излучающих радионуклидов более 15 000, от альфа-излучающих радионуклидов – около 100. Этого достаточно для очистки щелочных ВАО ПО "Маяк" до категории НАО.

Работа выполнена при поддержке РНФ (проект №15-13-20017).

## ПОВЕДЕНИЕ ПЛУТОНИЯ В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ – ОБРАЗОВАНИЕ, СВОЙСТВА И ПОВЕДЕНИЕ НАНОЧАСТИЦ

С.Н. Калмыков

*МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, stepan@radio.chem.msu.ru*

Плутоний является одним из наиболее опасных техногенных радионуклидов, который попал в окружающую среду в результате испытаний ядерного оружия, а также штатных и аварийных ситуаций на предприятиях ядерного топливного цикла. Потенциально источником поступления являются выводимые из эксплуатации ядерные и радиационно-опасные объекты, а также создаваемые геологические хранилища радиоактивных отходов. Плутоний обладает сложными химическими свойствами – разнообразием окислительно-восстановительных состояний, способностью образовывать истинные коллоидные частицы и пр. Закономерность протекания многих реакций в условиях окружающей среды остается неясной, что не позволяет проводить надежное предсказание его поведения.

В системах, содержащих Pu(IV,V,VI) и природные минералы, обнаружено протекание окислительно-восстановительных реакций в процессе сорбции, в результате чего на поверхности твердой фазы стабилизируется Pu(IV). Установлено, что механизм сорбции Pu(V,VI) зависит от его концентрации, при  $[Pu] \geq 10^{-9}$  М наблюдается образование наночастиц состава  $PuO_{2+x} \cdot nH_2O$ . Закономерности образования, структура и поведение этих наночастиц были установлены с использованием современных методов таких как просвечивающая электронная микроскопия высокого разрешения, спектроскопия рентгеновского поглощения и др. Также исследование наночастиц плутония проводится совместно со структурными и химическими аналогами – диоксидами тория и церия.  $ThO_2$  является наиболее простым аналогом, а  $CeO_2$  обладает нестехиометричностью состава и может служить аналогом Pu в восстановительных условиях. Были получены данные по растворимости наночастиц  $CeO_2$  в широком диапазоне pH, проведено описание данных с использованием модели восстановительного растворения, рассчитано произведение растворимости. Установлены закономерности метод синтеза  $ThO_2$  – размер и морфология частиц, а также впервые получена зависимость параметра решетки  $ThO_2$  от размера частиц.

Для плутония было показано, что вне зависимости от исходной степени окисления (Pu(III), Pu(IV), Pu(V), Pu(VI)) в результате реакции нейтрализации происходит образование кристаллических наночастиц диоксида плутония со средним размером 2,5 нм.

**РАЗВИТИЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА  
ДАЛЬНЕМ ВОСТОКЕ: ПРОБЛЕМЫ И РЕШЕНИЯ**

**В.А. Авраменко, В.И. Сергиенко, И.Г. Тананаев**

*Дальневосточный федеральный университет, г. Владивосток  
Институт химии ДВО РАН, г. Владивосток  
geokhi@mail.ru*

Дальний Восток - форпост Российской Федерации в Азиатско-тихоокеанском регионе, основными приоритетами которого является развитие промышленно-хозяйственной, социально-экономической деятельности в условиях освоения сырьевых ресурсов, а также увеличение народонаселения в среде безопасного и комфортного проживания. Предоставление Правительством РФ лучших условий ведения бизнеса в Приморье гарантирует обеспечение его экологической и радиационной безопасности. Ученые из ДВФУ и ДВО РАН обеспечили научное сопровождение окончательного удаления накопленных ЖРО, реабилитации загрязненных радионуклидами и токсичными элементами природных объектов, что позволило ликвидировать потенциальную угрозу экологических и техногенных аварий на Дальнем Востоке. Синтезированы и внедрены новые сорбционные материалы, качественно извлекающие опасные радионуклиды из морской воды. В ходе реализации проекта по Постановлению Правительства РФ № 218 от 09.04.2010, разработана технология с активным гидродинамическим режимом для переработки ЖРО, содержащих морскую воду и нефтепродукты. На АО «ДВЗ «Звезда» создаются опытно-промышленные установки по производству сорбционно-реагентных материалов, по утилизации сложных ЖРО. Проектируется плавучая ёмкость для сбора и временного хранения непереработанных ЖРО, бокс по их переводу в твердые матрицы. В 2017 г. завершены полевые исследования экологического состояния бухты Золотой Рог во Владивостоке, обследована площадь 5,2 кв. км на глубинах до 28 м с учетом оценки рельефе дна. В ДВФУ, совместно с ИБРАЭ, стартовал проект ГК «Росатом» по долгосрочному обеспечению безопасности на стадиях подготовки к выводу их из эксплуатации и вывода из эксплуатации с учетом совокупных антропогенных рисков Дальневосточного федерального округа (2017 г.). В ДВФУ открыты две образовательной программы для подготовки специалистов в области радиоэкологии и радиохимии. Тем самым, преодолев ядерное наследие в Приморье, учеными из ДВФУ и ДВО РАН удалось обеспечить радиационную безопасность на предприятиях с использованием атомной энергии, что было отмечено на выездной сессии МАГАТЭ.

## СМЕШАННОЕ ОКСИДНОЕ ТОПЛИВО С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕГЕНЕРИРОВАННЫХ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ "ТЕПЛОВЫХ" РЕАКТОРОВ: НОВЫЕ ПОДХОДЫ

**Б.Я. Зильберман<sup>1)</sup>, Н.В. Ковалев<sup>1)</sup>, А.Б. Синюхин<sup>1)</sup>, Н.Д. Голецкий<sup>1)</sup>,  
Д.В. Рябков<sup>1)</sup>, А.С. Кудинов<sup>1)</sup>, В.Н. Алексеенко<sup>2)</sup>, Е.С. Скурыдина<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург  
[zby@mail.ru](mailto:zby@mail.ru)

<sup>2)</sup> – ФГУП ФЯО «Горно-химический комбинат», г. Железногорск

Основным направлением обращения с ОЯТ в России является разработка перспективных ядерных технологий, обеспечивающих создание двухкомпонентной ядерно-энергетической системы с тепловыми и быстрыми реакторами, работающими в замкнутом ЯТЦ. Однако в первой половине XXI реакторы с тепловым спектром нейтронов типа ВВЭР будут являться основой ядерно-энергетической системы. Рециклирование регенерированных урана и плутония в тепловых реакторах обеспечивает более эффективное использование ядерного топлива и приводит к значительному снижению объемов хранимого (захораниваемого) ОЯТ по сравнению с открытым циклом на основе топлива с низкообогащенным ураном.

В работе рассмотрены варианты смешанного оксидного топлива с использованием регенерированных материалов для тепловых реакторов. Предложен новый подход, который заключается в раздельном рециклировании регенерированных урана и плутония. В отличие от известного МОКС-топлива, композиция, содержащая плутоний смешивается с обогащенным природным ураном и позволяет проводить 100% загрузку активной зоны реакторов ВВЭР-1000/1200 при глубине выгорания, эквивалентной стандартному уран-оксидному топливу, или при максимальном выгорании. Данный вид топлива получил название - МИКС-Б. Композиция содержащая регенерированный уран отдельно используется в топливном цикле как топливо из обогащенного регенерированного урана (ОРУ).

Приводятся результаты нейтронно-физических расчетов зоны реактора при различном содержании первичного регенерированного плутония в сочетании с необходимым количеством обогащенного урана. Рассмотрены вопросы циклирования вторичных ядерных материалов и их последующей утилизации.

Использование предлагаемого ЯТЦ представляется привлекательным в предстоящий 40-летний период до массового использования РБН в энергетике, для загрузки которых может быть привлечен вторичный плутоний, выделенный при переработке ОЯТ МИКС-Б.



## РАЗВИТИЕ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ПРОИЗВОДСТВА НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

**Д.В. Рябков<sup>1)</sup>, А.С. Алой<sup>1)</sup>, Б.Я. Зильберман<sup>1)</sup>, А.В. Хаперская<sup>2)</sup>,  
И.А. Меркулов<sup>3)</sup>**

<sup>1)</sup> – *АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург*

*DRyabkov@khlopin.ru*

<sup>2)</sup> – *Госкорпорация «Росатом», Москва*

<sup>3)</sup> – *ФГУП ФЯО «ГХК», г. Железногорск, Красноярского Края*

Замыкание ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) является стратегически важной государственной задачей, направленной на создание условий устойчивого развития АЭ, сокращение объема накапливаемого ОЯТ и снижения потенциальной опасности захораниваемых отходов. Одним из сдерживающих факторов реализации масштабной переработки ОЯТ является отсутствие потребности в регенерированных ядерных материалах (ЯМ) в существующем парке атомных реакторов, и наличие, как и в случае с открытым ЯТЦ, необходимости создания геологического могильника для высокоактивных отходов.

Создание и вовлечение в ядерную энергетику новых видов топлива с регенерированными материалами, а также выделение долгоживущих и теплогенерирующих нуклидов, ценных компонентов ОЯТ, является основной задачей развития радиохимических технологий, конечная цель которого - создание производства нового поколения, позволяющего значительно улучшить экологические показатели и повысить рентабельность переработки ОЯТ

Первым шагом в этом направлении в части совершенствования технологических операций, исключения сбросов жидких радиоактивных технологических отходов, сокращения объемов отвержденных отходов для захоронения, является строительство и ввод в эксплуатацию второго пускового комплекса опытно-демонстрационного центра (2 ПК ОДЦ) по переработке ОЯТ ВВЭР -1000 на ФГУП «ГХК». В основу 2ПК ОДЦ положена технология, являющаяся развитием Пурекс-процесса, отличающаяся новыми процессами и новым технологическим оборудованием.

Следующим шагом в развитии является создание перспективного ядерного топливного цикла с мультирециклированием урана и плутония в тепловых и быстрых реакторах, фракционирование ВАО с целью выделения долгоживущих и теплогенерирующих нуклидов, а также ценных компонентов для снижения объёмов и радиотоксичности захораниваемых отходов.

**СЕССИЯ В МЕНДЕЛЕЕВСКОМ  
ЦЕНТРЕ СПбГУ**



## РАДИЕВЫЙ ИНСТИТУТ И СОЗДАНИЕ ОТЕЧЕСТВЕННОЙ РАДИЕВОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

**И.В. Смирнов, С.В. Хлебников**

*Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург*  
*igor\_smirnov@khlopin.ru*

Успехи в становлении и развитии российской радиевой промышленности справедливо связываются с именем академика Виталия Григорьевича Хлопина (1890–1950). Первые заводы для получения радия, в котором нуждались медицинские учреждения, начали строиться в 1902 году во Франции, Германии, Австро-Венгрии и Англии. С 1914 года центр производства радия, в связи с заинтересованностью в нем военных для изготовления светосоставов постоянного действия, переместился в США.

В июне 1918 года при Комиссии по изучению естественных производительных сил Академии наук (КЕПС) был создан Технический совет по организации и эксплуатации пробного радиевого завода под председательством В.Г. Хлопина. Организация опытного Радиевого завода была начата в 1918 году на базе содового завода в Березниках Пермской губернии. Однако по ряду причин завод был создан лишь в 1920–1921 гг. в другом месте – в с. Бондюги (ныне г. Менделеевск) на базе передовых химических предприятий основанных П.К. Юшковым. Под руководством И.Я. Башилова было спроектировано оборудование и в июне 1921 года была запущена установка для переработки радийсодержащих остатков по схеме, разработанной Хлопиным. Работа велась в очень трудных условиях при нехватке топлива и реагентов. В декабре 1921 года при участии В.Г. Хлопина и М.А. Пасвик были получены первые в России высокообогащенные препараты радия. Всего на Радиевом заводе в 1921 – 1925 годах было переработано около 230 тонн урановой руды и получено 4 г радия.

Получение радия способствовало организации в Петрограде в январе 1922 года Государственного радиевого института (ГРИ), задачей которого являлось комплексное изучение явления радиоактивности. Директором института стал В.И. Вернадский, а его ближайшими помощниками – В.Г. Хлопин и Л.В. Мысовский. До 1925 года институт занимался, в основном, научно-техническим обеспечением отечественной радиевой промышленности. Но и в последующие годы это производство находилось в сфере его интересов.

В 2010-2011 годах Радиевым институтом был выполнен комплекс работ по дезактивации территории бывшего Радиевого завода и вывозу РАО.

## ОПЫТ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО РАДИЯ-226 В РАДИЕВОМ ИНСТИТУТЕ

**М.М. Металиди, В.И. Безносюк, Р.В. Исмаилов, С.В. Шаповалов,  
М.И. Скриплёв, А.А. Лумпов, Л.В. Красников, А.И. Костылев**

*Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург*  
[mmetalidi@khlopin.ru](mailto:mmetalidi@khlopin.ru)

В 2017-2018 годах в АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» была осуществлена переработка двух ампул бромида радия-226, облученного в 1960-х годах. Основной целью работы являлась разработка технологии, обеспечивающей безопасное обращение со значительными количествами радия-226 (не менее 2 г в одной ампуле) в условиях горячих камер.

Разработанная технология и специальное оборудование позволили свести к минимуму потери радия, избежать выброса радона, провести практически количественное выделение накопленных нуклидов и переупаковку радия для последующего облучения.

Выделенные нуклиды были дополнительно очищены от материнского радия-226 и разделены на актиниевую и ториевую фракции методами ионообменной хроматографии. Полученные фракции были проанализированы с помощью гамма- и альфа-радиометрии. В результате получены данные о содержании в облученном радии-226 радионуклидов, представляющих интерес для ядерной медицины, таких как торий-229 и актиний-227.

# **1. ФУНДАМЕНТАЛЬНАЯ РАДИОХИМИЯ**



## ИЗУЧЕНИЕ ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СВЕРХТЯЖЕЛЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

**Н.В. Аксенов, С.Н. Дмитриев**

*Лаборатория ядерных реакций им. Г.Н. Флерова, ОИЯИ, Дубна  
nikolay.aksenov@jinr.ru*

Открытие сверхтяжелых элементов (СТЭ) с атомными номерами 113-118, а также новых относительно долгоживущих изотопов элементов 104-112 [1] предопределило развитие нового направления в современной радиохимии - химии единичных атомов СТЭ. Сегодня основными задачами является химическая идентификация новых СТЭ и установление влияния релятивистских эффектов на изменение их химических свойств. В докладе обобщены полученные на сегодня экспериментальные данные по химической идентификации  $^{288}\text{Mc}$  по его конечному продукту распада  $^{268}\text{Db}$  и результаты пионерских работ по химии элементов Cn, Nh и Fl.

Дальнейшее развитие данных исследований связано с запуском в ЛЯР ОИЯИ первой в мире «Фабрики Сверхтяжелых Элементов» [2] на базе нового ускорителя ДЦ-280 (с интенсивностью ускоряемых пучков тяжелых ионов на порядок превышающий достигнутой на сегодня) и нового газонаполненного сепаратора для проведения радиохимических исследований. Реализация данного проекта позволит не только расширить спектр исследований химических свойств СТЭ, но и существенно повысит статистическую надежность получаемых результатов.

[1]. Yu.Ts. Oganessian, S.N. Dmitriev, Synthesis and study of properties of superheavy atoms. Factory of superheavy elements // *RUSS CHEM REV*, 2016, 85 (9), 901–916, DOI: [10.1070/RCR4607](https://doi.org/10.1070/RCR4607).

[2]. Sergey Dmitriev, Mikhail Itkis and Yuri Oganessian, Status and perspectives of the Dubna superheavy element factory // *Proceedings of the Nobel Symposium NS 160, EPJ Web of Conferences 131 (2016) 08001*.



**ПЕРИОДЫ ПОЛУРАСПАДА РАДИОНУКЛИДОВ**

**И.Е. Алексеев, Т.Е. Кузьмина**

***АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург  
iea-1960@khlopin.ru***

Измерены периоды полураспада радионуклидов, используемых в ядерной медицине и квантовой нуклеонике.

Полученные результаты приведены в таблицах ниже.

Радионуклид	Радионуклидная чистота, %	Количество источников	Время измерений, T <sub>1/2</sub>	Метод измерений
<sup>110m</sup> Ag	62.83 (37.17 - <sup>108m</sup> Ag)	1	3.5	Гамма-спектрометрия с внутренним репером ( <sup>108m</sup> Ag)
<sup>113m</sup> In	99.995 (0.005 - <sup>113</sup> Sn)	8	5	Ионизационная камера
<sup>125m</sup> Te	99.995 (0.005 - <sup>123m</sup> Te);	4	2.4-6.6	Ионизационная камера
<sup>125</sup> I	99.993 (0.007 - <sup>126</sup> I);	7	4.5-6.1	Ионизационная камера
<sup>211</sup> Pb	100 (ядра отдачи)	8	3.5-4.2	2ла-счет (ионизационная камера)

Радионуклид	Период полураспада			
	Brookhaven National Laboratory (NNDC)	Lawrence Berkweley National Laboratory (Table of Isotopes)	Forschungs-zentrum Karlsruhe (Nuclides2000)	Радиевый институт
<sup>110m</sup> Ag	249.83 дн.	249.79 дн.	249.9 дн.	249.94 дн.
<sup>113m</sup> In	1.658 час.	1.6582 час.	1.658 час.	1.656 час.
<sup>125m</sup> Te	57.4 дн.	57.4	58.0	57.51 дн.
<sup>125</sup> I	59.4 дн.	59.408 дн.	60.14 дн.	59.402 дн.
<sup>211</sup> Pb	36.1 мин.	36.1 мин.	36.1 мин.	36.12 мин.

## ХИМИЧЕСКИЕ ПОСЛЕДСТВИЯ РАСПАДА $^{57}\text{Co}$ , ВНЕДРЕННОГО В ДОТА

И.Е. Алексеев, А.Е. Мирославов, Е.С. Степанова

*АО "Радиевый институт им. В.Г. Хлопина", Санкт-Петербург  
iea-1960@khlopin.ru*

С использованием эмиссионной мессбауэровской спектроскопии и высокоэффективной жидкостной радиохроматографии исследованы процессы радиационного дефектообразования в ДОТА, меченной  $^{57}\text{Co}$ . Показано, что под действием «собственного» излучения - испускаемые в результате ядерного превращения электроны Оже и конверсии - происходит разрушение исходной формы, сопровождающееся выходом радионуклида из хелатного узла (пик с временем удерживания 3 минуты и дублет с малой, 1.37 мм/с, величиной квадрупольного расщепления, отвечающие аквакомплексу  $\text{Co}^{2+}$  - см. рис. 1 и 2).

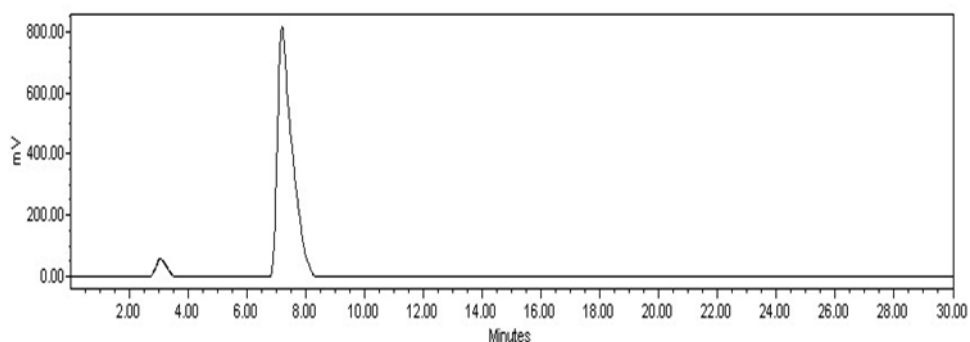


Рис. 1

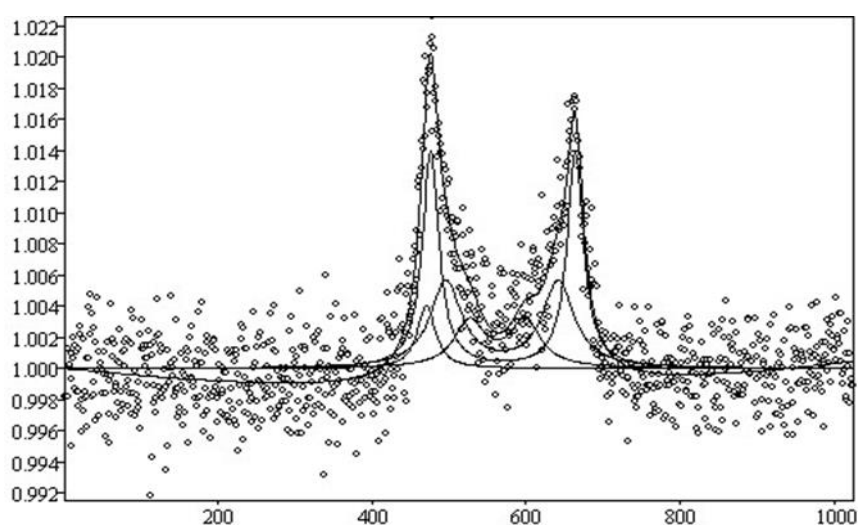


Рис. 2

## РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ ПОЛУЧЕНИЯ ЛЕТУЧИХ СОЕДИНЕНИЙ МЕТАЛЛОВ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ ПУЧКОВ УСКОРЕННЫХ ИОНОВ

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

*Лаборатория ядерных реакций им. Г.Н.Флерова, Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, albin@jinr.ru*

Для получения сверхтяжелых элементов (СТЭ) используются ядерные реакции на пучках тяжелых ионов, в которых мишенями являются актиниды, а ускоряемой частицей долгое время был  $^{48}\text{Ca}$  – оптимальный стабильный радионуклид по соотношению нуклонов (максимально нейтронноизбыточен). Однако, для получения СТЭ после Og (118), требуется создавать мишени из малодоступных актинидов (Es, Fm), либо переходить к ускорению более тяжелых ионов. В связи с падением сечений в реакциях синтеза СТЭ с ростом заряда ядер [1], требуется наращивание интенсивности пучков ионов (от 0,5 мкА-частиц), что требует интенсивного потока ионов из ЭЦР-источника. Для обеспечения достаточного потока ионов требуется обеспечить высокое и стабильное давление паров ионизируемого соединения в ионизационной камере. Также следует обеспечить возможность регенерации дефицитных нейтронно-избыточных радионуклидов.

С учетом приведенных выше требований, хорошо зарекомендовали себя металлоорганические комплексы, применяемые в рамках метода MIVOC, например, триметил(пентаметилциклопентадиенил)титан [2].

Были синтезированы и испытаны комплексы вида бис-(циклопентадиенил)-хром, для получения пучков  $^{54}\text{Cr}$ . В случае загрузки 1 г получен ток 75 мкА-частиц на испытательном стенде. Также разработаны методики синтеза и регенерации метил-бис-(циклопентадиенил)хрома и бис-(пентаметилциклопентадиенил)хрома.

[1]. Yu.Ts. Oganessian, V.K. Utyonkov, Rep. Prog. Phys. 78(3) # 036301 (2015).

[2]. Rubert, J., Piot, J., B. JP. Gall, Z. Asfari et al, NUCL. INSTR. Sect. B, v. 276 pp. 33-37 (2012).

## ВЫХОД АТОМОВ ОТДАЧИ $^{99}\text{Mo}$ В РЕАКЦИИ $^{100}\text{Mo}(p, np)^{99}\text{Mo}$ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ НАНОПЛЕНОК МО В ЦИКЛОТРОНЕ

А.А. Артюхов, А.Е. Дергачева, В.А. Загрядский, Я.М. Кравец,  
Т.М. Кузнецова, А.В. Рыжков, Т.А. Удалова, Д.Ю. Чувилин

*НИЦ "Курчатовский институт", Москва,  
E-mail: Chuvilin\_DY@nrcki.ru*

Молибден-99 ( $^{99}\text{Mo}$ ) является одним из наиболее востребованных радионуклидов в ядерной медицине. Современное крупномасштабное производство  $^{99}\text{Mo}$  основано на использовании осколочного молибдена - продукта деления  $^{235}\text{U}$ . Наиболее слабая сторона такого производства - крайне неэффективное использование урана и необходимость утилизации большого количества радиоактивных отходов.

Получение  $^{99}\text{Mo}$  экологически чистым методом возможно в ядерной реакции  $^{100}\text{Mo}(p, np)^{99}\text{Mo}$  на циклотроне. Предлагаемый в настоящей работе способ получения  $^{99}\text{Mo}$  путем облучения изотопа  $^{100}\text{Mo}$  пучком протонов циклотрона опирается на эффект Сцилларда-Чалмерса, согласно которому, радионуклиды, образованные в ядерной реакции  $^{100}\text{Mo}(p, np)^{99}\text{Mo}$ , могут покидать исходное вещество и фиксироваться в окружающем материале.

Измерения выхода атомов отдачи  $^{99}\text{Mo}$  необходимы для создания эффективной мишени для производства этого радионуклида. Конструкция такой мишени предполагает выход атомов отдачи  $^{99}\text{Mo}$  из нанослоев или наночастиц молибденовых соединений, фиксацию их в буферном веществе в процессе облучения и последующее разделение материнского и буферного материалов.

Эксперименты по измерению выхода радионуклида  $^{99}\text{Mo}$  по ядерной реакции  $^{100}\text{Mo}(p, np)^{99}\text{Mo}$  были проведены облучением нанопленок металлического молибдена протонами с энергией 28 МэВ в циклотроне У-150. Энергия атомов отдачи  $^{99}\text{Mo}$  в этой реакции достигает 280 кэВ.

Пленки металлического молибдена толщинами 30 – 150 нм наносились на сапфировые пластинки магнетронным распылением. Приемником атомов отдачи служила пленка алюминия толщиной 200 нм на другой сапфировой пластинке, расположенной на расстоянии 0.2 мм от молибденовой пленки. Активность  $^{99}\text{Mo}$  в источнике и приемнике измерялись на гамма-спектрометре по линии  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  с энергией 140 кэВ.

Выводы: Определена длина пробега атомов отдачи  $^{99}\text{Mo}$  в природном металлическом молибдене, которая составила  $32 \pm 6$  нм. Максимальный выход  $^{99}\text{Mo}$  при облучении мишени протонами с энергией 28 МэВ имеет место при толщине слоя  $80 \pm 5$  нм.

**ИСТОРИЯ ЛАБОРАТОРИИ Л-9 ИНСТИТУТА БОЧВАРА –  
ВЕДУЩЕЙ АНАЛИТИЧЕСКОЙ ЛАБОРАТОРИИ АТОМНОЙ  
ОТРАСЛИ РОССИИ**

**В.И. Астафуров**

*ФГУП НТЦ РХБГ ФМБА России, Москва, vastafurov@mail.ru*

В декабре 1945 г. руководством атомной отрасли было принято решение о формировании в Институте специальных металлов НКВД (впоследствии – ВНИИНМ имени академика А.А.Бочвара) первых десяти научных лабораторий и в их числе – лаборатории Л-9 для выполнения задач аналитического контроля материалов для создаваемой атомной промышленности. Лабораторию возглавил специалист в области физической химии, кандидат химических наук В.К.Марков (впоследствии – профессор, лауреат Государственной премии, председатель Аналитической Комиссии отрасли). На первом этапе главной задачей лаборатории было выполнение анализа урановых руд и материалов. В кратчайшие сроки были разработаны методы анализа урановых материалов, от сырьевых продуктов до высокочистого металла и сплавов урана. Успехи в разработке новых методик и безупречное качество анализов стали свидетельством высокого научного уровня лаборатории и она получила статус арбитражной.

В 1947-1949 г.г. в лаборатории Л-9 создаются методы анализа плутониевых растворов и материалов, что позволило обеспечить аналитическое сопровождение промышленных технологий выделения плутония из облученного урана и контроль состава металлического плутония и его сплавов.

В последующие годы сотрудники Л-9 обеспечивали выполнение широкого круга задач, связанных с реализацией атомного проекта и развитием радиохимической промышленности, участвовали в создании методов и систем аналитического контроля делящихся, конструкционных, сверхпроводящих и магнитных материалов на предприятиях атомной отрасли [1].

По мере развития научных направлений из лаборатории Л-9 выделялись отдельные исследовательские группы, образуя новые лаборатории: спектральных методов анализа, ядерно-физических методов анализа, анализа объектов окружающей среды, контроля водных сред АЭС.

[1]. Руденко В.С., Астафуров В.И. Аналитическое отделение ВНИИНМ // Атом-пресса. 2006. № 3 (686). С. 3.

**ЭФФЕКТ СТАБИЛИЗАЦИИ РАСТВОРОВ МАРГАНЦА(IV)  
ЦИРКОНИЕМ И ВОЗМОЖНОСТИ ЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В  
РАДИОХИМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ**

**М.В. Астафурова<sup>1)</sup>, В.И. Астафуров<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *НИУ ВШЭ, Москва, [astafurova.maria@mail.ru](mailto:astafurova.maria@mail.ru)*

<sup>2)</sup> – *ФГУП НТЦ РХБГ ФМБА России, Москва, [vastafurov@mail.ru](mailto:vastafurov@mail.ru)*

При проведении реакции Гияра в растворе нитрата циркония, образующийся Mn(IV) при определенных условиях не выпадает в осадок, удерживаясь в составе жидкой фазы. Методом рН-метрии показано, что Mn(IV) находится в жидкой фазе в виде двуокиси марганца. Образующаяся система Zr(IV) – Mn(IV) является физико-химической системой типа «молекула в клетке», где «молекулами» являются ассоциаты гидратированного диоксида марганца, а «клетками» – ячейки полимерной структуры полядерных гидроксокомплексов циркония [1]. Обнаруженный эффект положен в основу метода исследования полимерных структур элементов в водных и азотнокислых растворах [2]. Контроль состояния элемента в растворе по аналитическому сигналу Mn(IV) не влияет на динамику процессов полимеризации и деполимеризации элемента и равновесие его форм в растворе, что является преимуществом нового метода.

Результаты исследования влияния кислотности на полимерную структуру гидроксокомплексов Zr(IV), Hf(IV), Ce(IV) в водных и азотнокислых растворах могут служить ориентиром при исследовании свойств растворов актинидных элементов в степени окисления +4: Th(IV), U(IV), Np(IV), Pu(IV). В частности, результаты исследования полимерных структур Zr(IV) в растворах различной кислотности могут быть экстраполированы на растворы Pu(IV).

Растворы Mn(IV), стабилизированные цирконием, могут быть использованы для получения высокодисперсных сорбентов смешанного состава (MnO<sub>2</sub> + ZrO<sub>2</sub>) и концентрирования радионуклидов тория, плутония и америция при анализе водных проб окружающей среды.

[1]. Астафуров В.И. Стабилизация азотнокислых растворов марганца (IV) нитратом циркония // ФЭН-НАУКА. 2012. № 12 (15). С. 5-7.

[2]. Астафурова М.В., Астафуров В.И. Индикаторный метод исследования полимерной структуры легкогидролизующихся элементов // XX Менделеевский съезд по общей и прикладной химии: тезисы докладов. Т. 4. – Екатеринбург: УрО РАН, 2016. С. 237.

**ПРОДУКТЫ РЕАКЦИИ СОЛЕЙ Ra/Ba С ПОВЕРХНОСТЬЮ  
МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ЖЕЛЕЗА**

**П.С. Буткалюк<sup>1)</sup>, И.Л. Буткалюк<sup>1)</sup>, С.В. Томили<sup>1)</sup>, Р.Г. Абдуллов<sup>1,2)</sup>,  
К.В. Ротманов<sup>1,2)</sup>, П.И. Нечаев<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, *orig@niiar.ru*

<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград

В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» ведутся работы по созданию производства короткоживущих альфа-эмиттеров медицинского назначения (<sup>223</sup>Ra, <sup>224</sup>Ra, <sup>227</sup>Th и др.). Наиболее удобный способ их получения - периодическое генерирование из долгоживущих материнских радионуклидов <sup>227</sup>Ac и <sup>228</sup>Th, которые в свою очередь можно получить, облучая <sup>226</sup>Ra нейтронами.

Для облучения радия используется смесь RaPbO<sub>3</sub>/PbO, упакованная в оболочку из нержавеющей стали. После растворения облученного материала в HCOOH отмечается присутствие в растворе больших концентраций солей железа, которые затрудняют выделение и очистку <sup>227</sup>Ac. Известно, что скорость коррозии используемых марок стали в муравьиной кислоте любых концентраций мала, даже при температуре кипения раствора. Предварительное прокаливание образцов на воздухе при температуре 800°C в течение 8 ч не оказывает существенного эффекта. Прокаливание образцов с солями бария приводит к интенсивному извлечению компонентов стали в раствор. Рентгенофазовый анализ показал, что барий на поверхности стали находится в основном в виде соединений BaCrO<sub>4</sub>, BaCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>, BaCrO<sub>2,9</sub>. Аналогичный эксперимент с солями радия приводит к образованию образца, в рентгенограмме которого большинство рефлексов относятся к неизвестным ранее соединениям. Для идентификации полученных соединений было решено провести отдельные эксперименты по прокаливанию солей радия (и бария в качестве имитатора) с отдельными компонентами нержавеющей стали.

В докладе представлены результаты рентгенофазового исследования продуктов реакции металлического железа с нитратами бария и радия при температуре 800°C. Обсуждается возможность образования соединений состава MeFeO<sub>3-x</sub> (где Me = Ba, Ra).

«Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 18-33-00145».

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ФТОРИДА РАДИЯ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ

**П.С. Буткалюк<sup>1)</sup>, И.Л. Буткалюк<sup>1)</sup>, Р.А. Кузнецов<sup>2)</sup>, А.С. Куприянов<sup>1,2)</sup>,  
К.В. Ротманов<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград*

*<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград  
orip@niiar.ru*

В АО «ГНЦ НИИАР» проводятся работы по получению опытных партий  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{228}\text{Th}$  облучением  $^{226}\text{Ra}$  в реакторе СМ. Вследствие особенности конструкции оболочек мишени в раствор облученного материала в значимых количествах попадают примеси радиоактивных изотопов хрома, железа и кобальта. Удобным методом концентрирования целевых компонентов и отделения их от примесей является осаждение малорастворимых фторидов. Одним из препятствий перед практическим применением данного метода является отсутствие надежных количественных данных о растворимости фторидов радия и актиния.

Целью данной работы было определение растворимости фторида радия в воде. Препарат  $^{226}\text{RaF}_2$  был синтезирован реакцией осаждения из водного раствора  $^{226}\text{Ra}(\text{NO}_3)_2$  спиртовым раствором фторида аммония. Полученный осадок был отделен центрифугированием, многократно промыт 96% этиловым спиртом и высушен на воздухе. К полученному препарату (~2 мг  $^{226}\text{Ra}$ ) было добавлено 0,25 мл бидистиллированной воды. Через 20 ч осадок был отделен центрифугированием, а от раствора был отобран ряд аликвот для определения объемной активности  $^{226}\text{Ra}$  методом альфа-спектрометрии.

Предварительные исследования, выполненные с фторидом бария, в качестве имитатора фторида радия по аналогичной методике показали, что равновесие в системе  $\text{BaF}_2\text{-H}_2\text{O}$  устанавливается за 4 ч, а полученные значения растворимости согласуются с литературными данными.

Полученное значение растворимости фторида радия составило ~0,77 г/100 г раствора, что соответствует произведению растворимости  $\sim 1,0 \cdot 10^{-4}$  моль<sup>3</sup>/л<sup>3</sup>.



## ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ НАНОЧАСТИЦ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ U(VI) И U(IV) С ЩЕЛОЧНЫМИ РАСТВОРАМИ

Е.А. Гербер, А.Ю. Романчук, С.Н. Калмыков<sup>1</sup>

*МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, chem.gerber@gmail.com*

Одной из актуальных проблем современной радиозологии является установление возможных путей миграции радионуклидов в окружающей среде. Известно, что плутоний может мигрировать на расстояния до нескольких километров от мест радиоактивного заражения в виде собственных наночастиц или с образованием псевдоколлоидов. Таким образом, знание механизмов образования наночастиц актинидов может быть использовано при построении долговременных моделей, необходимых для обоснования хранилищ радиоактивных отходов и реабилитации загрязненных территорий.

В данной работе будут показаны результаты изучения наночастиц урана с последующей характеристикой лабораторными методами: методами рентгеновской дифракции, просвечивающей электронной микроскопии, дифференциальной сканирующей калориметрии и радиохимическими методами. Исходные наночастицы урана были синтезированы осаждением из водных растворов солей урана (IV) и (VI) при pH = 8 и 12 путём добавления раствора аммиака.

Было установлено, что в случае U(IV) наночастицы представляют собой UO<sub>2</sub> с размером 2 нм, в то время как при осаждении U(VI) образуются различные фазы общей формулой  $x\text{UO}_3 \cdot y\text{NH}_3 \cdot z\text{H}_2\text{O}$ , где x, y и z изменяются в зависимости от концентрации урана и pH среды. Размер частиц при этом находится в диапазоне от 10 до 20 нм.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ № 18-33-01067 мол\_а.

## МЕЖФАЗНЫЕ НАКОПЛЕНИЯ В ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМАХ

Е.Н. Голубина, Н.Ф. Кизим

*Новомосковский институт ФГБОУ ВО «Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева», Новомосковск,  
Elena-Golubina@mail.ru*

В радиохимических производствах нередко возникают межфазные образования, так называемые «медузы», которые, накапливаясь в сборниках высокоактивных жидких отходов, могут привести к локальным перегревам и выбросам. Образующийся в зоне расслаивания осадок нарушает работу экстракторов, снижает их производительность, длительность бесперебойной работы.

Цель работы – исследование накопления редкоземельных элементов (РЗЭ) в межфазном слое при экстракции растворами ди-(2-этилгексил)фосфорной кислотой (Д2ЭГФК) или три-н-бутилфосфатом (ТБФ) в проточной и статичной системах.

В системах с Д2ЭГФК или ТБФ накопление РЗЭ может достигать 30 и 10 %, соответственно от первоначально взятого количества лантаноида при проведении экстракции в статичной системе. Накопление РЗЭ в межфазном слое значительно ниже, если процесс экстракции проводить в проточной системе. Движущиеся потоки жидкости могут приводить к частичному уносу межфазных образований из межфазного слоя в органическую фазу и последующему их растворению в ней.

На накопление РЗЭ в межфазном слое влияние оказывают начальные концентрации извлекаемого элемента, экстракционного реагента, рН водной фазы, а также природа растворителя экстракционного реагента и РЗЭ. В ряду используемых разбавителей прослеживается корреляция между накоплением РЗЭ в межфазном слое с поверхностным натяжением.

Накопление РЗЭ в межфазном слое обусловлено протеканием химических реакций с образованием малорастворимой соли и рядом межфазных явлений: адсорбция, спонтанная поверхностная конвекция, квазиспонтанное частичное эмульгирование, фазовое разделение, структурообразование. Более высокая скорость накопления в начале процесса, несомненно, связана с возникновением и развитием спонтанной поверхностной конвекции. Наличие участка с постоянным значением накопления вызвано квазистационарным процессом формирования динамического межфазного слоя и возможно со структурообразованием в нем.

## НОВЫЕ ИЗОСТРУКТУРНЫЕ ХРОМАТНЫЕ И МОЛИБДАТНЫЕ СОЕДИНЕНИЯ НЕПТУНИЯ(VI)

М.С. Григорьев, А.М. Федосеев

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
РАН, г. Москва, E-mail: grigoriev@ipc.rssi.ru*

Синтезированы в виде монокристаллов изоструктурные хроматные и молибдатные соединения Np(VI) с щелочными катионами и внешнесферными нитрат-ионами:  $K_8[NpO_2(MoO_4)_4](NO_3)_2$ ,  $Rb_8[NpO_2(MoO_4)_4](NO_3)_2$  и  $Cs_8[NpO_2(CrO_4)_4](NO_3)_2$ . Проведено их рентгеноструктурное исследование (автодифрактометр Bruker KAPPA APX II).

Кристаллографические данные:

$K_8[NpO_2(MoO_4)_4](NO_3)_2$ :  $a = 7.1964(2)$ ,  $b = 9.7746(3)$ ,  $c = 9.8466(3)$  Å,  $\alpha = 102.994(1)$ ,  $\beta = 95.957(1)$ ,  $\gamma = 98.896(1)$  при 296 К,  $Z = 1$ ,  $R1 = 0.0357$ .

$Rb_8[NpO_2(MoO_4)_4](NO_3)_2$ :  $a = 7.2449(11)$ ,  $b = 9.8578(14)$ ,  $c = 9.9062(16)$  Å,  $\alpha = 103.634(9)$ ,  $\beta = 95.343(10)$ ,  $\gamma = 98.903(9)$  при 296 К,  $Z = 1$ ,  $R1 = 0.0752$ .

$Cs_8[NpO_2(CrO_4)_4](NO_3)_2$ :  $a = 7.4798(5)$ ,  $b = 10.3681(6)$ ,  $c = 10.4531(7)$  Å,  $\alpha = 108.899(3)$ ,  $\beta = 98.841(3)$ ,  $\gamma = 90.798(3)^\circ$  при 100 К,  $Z = 1$ ,  $R1 = 0.0535$ .

В изоструктурных соединениях нитрат-ионы не входят в координационную сферу атомов нептуния. Четыре монодентатных молибдат- или хромат-иона формируют комплексные анионы  $[NpO_2(MO_4)_4]^{6-}$ , ( $M = Mo, Cr$ ), в которых координационные полиэдры атомов Np – тетрагональные бипирамиды. Строение исследованных соединений сравнивается со строением соединений уранила с соотношением  $UO_2^{2+} : MO_4^{2-} = 1 : 4$  [1-5]. Большинство из них содержат аналогичные комплексные анионы  $[UO_2(MO_4)_4]^{6-}$  ( $M = Mo, Cr$ ). В отличие от них, в соединении  $Na_6[UO_2(MoO_4)_4]$  [1] присутствует димерный комплекс  $[(UO_2)_2(MoO_4)_8]^{12-}$ , в котором за счет двух бидентатно-мостиковых молибдат-ионов атомы U имеют КЧ 7 (координационный полиэдр – пентагональная бипирамида).

Работа выполнена при поддержке Программы 35 Президиума РАН «Научные основы создания новых функциональных материалов».

[1]. Krivovichev S.V., Burns P.C. // Canadian Mineralogist. 2001. Vol. 39. P. 197.

[2]. Krivovichev S.V., Burns P.C. // J. Solid State Chem. 2002. Vol. 168. P. 245.

[3]. Krivovichev S.V., Burns P.C. // Canadian Mineralogist. 2002. Vol. 40. P. 201.

[4]. Krivovichev S.V., Burns P.C. // Z. Kristallogr. 2003. Vol. 218. P. 725.

[5]. Сержикина Л.Б., Пересыпкина Е.В., Вировец А.В., Веревкин А.Г., Пушкин Д.В. // Кристаллография. 2009. Т. 54. С. 284.

## ИЗГОТОВЛЕНИЕ ТОНКОСЛОЙНЫХ ЦИКЛОТРОННЫХ МИШЕНЕЙ ДЛЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗУЧЕНИЮ СВЕРХТЯЖЕЛЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

**Н.С. Густова, М.Г. Воронюк, В.К. Семина, М.В. Густова,  
А.В. Сабельников**

*Объединенный Институт Ядерных Исследований, Дубна,  
nataliagust@jinr.ru*

В экспериментах на базовых физических установках Лаборатории Ядерных Реакций ОИЯИ (SHELS, MASHA, DGFRS) используются мишени из лантаноидов и актиноидов на подложках из титановой фольги толщиной 1,5-2 мкм. Толщина мишени до 2 мг/см<sup>2</sup> по нанесенному элементу позволяет продуктам реакции покидать мишень за счет энергии отдачи и транспортироваться через газотранспортную систему к исследовательской установке. Подобные мишени позволяют получать новые сверхтяжелые элементы и изучать их химические свойства, расширять нуклидную карту за счет новых нейтрон-избыточных и нейтрон-дефицитных ядер, определять сечения ядерных реакций, а также используются для постановки модельных экспериментов. Помимо определенной толщины мишень должна быть равномерной и устойчивой к осыпанию и высоким температурам.

Задача по изготовлению подобной мишени сводится к нанесению покрытия, обладающего упомянутыми свойствами, на титановую подложку. Нанесение покрытия можно осуществить как механическими методами (намазывание, распыление), так и химическими (в том числе электрохимическими) методами из водных и органических растворов. Существующие методики осаждения на примере актиноидов описаны в обзорной статье [1]. Руководствуясь достоинствами и недостатками известных методов и конкретных методик, в каждом отдельном случае подбирается наиболее подходящий способ нанесения покрытия.

Наиболее востребованными являются электрохимические методы, в особенности молекулярное осаждение [2], поскольку они позволяют получать достаточно равномерные покрытия с малыми потерями материала, что, безусловно, важно при работе с изотопно-обогащенными веществами.

[1] Roberto J.B. et al Actinide targets for the synthesis of super-heavy elements // Nuclear Physics A. 2015. V. 944. P. 99–116.

[2] Vascon A. Molecular plating of thin lanthanide layers with improved material properties for nuclear applications: PhD Thesis. Mainz (Germany), Department of Chemistry, Pharmacy and Geosciences, Johannes Gutenberg Univ., 2013.

**ИЗУЧЕНИЕ КИНЕТИКИ ВОССТАНОВЛЕНИЯ Pu(VI) И Np(VI)  
ДИФОРМИЛГИДРАЗИНОМ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ**

**К.Н. Двоеглазов, Е.Ю. Павлюкевич, П.В. Митрикас**

*АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт  
неорганических материалов им. акад. А.А. Бочвара», Москва,  
KNDvoeglazov@bochvar.ru*

Спектрофотометрическим методом изучена кинетика восстановления Pu(VI) и Np(VI) диформилгидразином (ДФГ) в водном азотнокислом растворе.

Анализ оптических спектров в диапазоне длин волн от 400 до 1300 нм показывает, что при добавлении ДФГ к азотнокислому раствору Np(VI) образуется Np(V) и в течение 6 ч при температуре не выше 22 °С других валентных форм нептуния не образуется.

При взаимодействии Pu(VI) с ДФГ в течение разного времени на спектрах обнаруживаются пики характерные для валентных форм Pu(III, IV, V, VI). При длительной выдержке раствора при температуре 45°С конечной формой восстановления Pu(VI) является Pu(III).

Найдено, что скорость реакции для ионов  $\text{NpO}_2^{2+}$  и  $\text{PuO}_2^{2+}$  увеличивается с ростом концентрации восстановителя и температуры, и уменьшается с ростом концентрации азотной кислоты. Вид кинетического уравнения для реакций восстановления  $\text{AnO}_2^{2+}$  до  $\text{AnO}_2^+$  с ДФГ совпадает для обоих видов ионов актиноидов. Установлено, что порядок реакции по иону металла равен 1, по восстановителю 1,3, по азотной кислоте минус 1,5. Значение констант скорости значительно отличаются. В сравнимых условиях скорость восстановления  $\text{NpO}_2^{2+}$  больше скорости восстановления  $\text{PuO}_2^{2+}$  в 220 раз. Определена энергия активации обеих реакций.

Предложена схема протекания реакций через образования активированных комплексов вида  $(\text{AnO}_2 \cdot \text{HOCNHNHCOH})^{2+}$  и  $(\text{AnO}_2^{2+} \cdot 2\text{HOCNHNHCOH})^{2+}$ .

Изучено влияние ионов  $\text{UO}_2^{2+}$  на скорость реакций восстановления  $\text{AnO}_2^{2+}$  до  $\text{AnO}_2^+$ . Обнаружено, что увеличение концентрации ионов U(VI) замедляет восстановление Np(VI), но увеличивает скорость восстановления Pu(VI). Получены количественные оценки обнаруженных кинетических закономерностей.

## ОЗОН КАК ОКИСЛИТЕЛЬ АКТИНИДОВ В ЩЕЛОЧНЫХ РАСТВОРАХ И МЕХАНИЗМ ВОЗМОЖНЫХ РЕАКЦИЙ

Б.Г. Ершов

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки  
Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
Российской академии наук (ИФХЭ РАН)  
119071, Москва, Ленинский пр-т., д. 31, корп. 4  
e-mail: erschov@ipc.rssi.ru*

50 лет назад были получены в семивалентном состоянии нептуний, плутоний и америций в растворах щелочей с применением озона.

Рассмотрены свойства озона как окислителя актинидов в щелочных растворах. Показано, что механизм его действия связан со способностью непосредственно взаимодействовать с реагентом и/или окислять его косвенным образом с участием короткоживущего ион-радикала  $O_3^-$ . Вклады изменяются в ходе проведения окислительно-восстановительного процесса из-за изменения концентраций реагентов и образования продуктов разложения озона. Можно утверждать, что в разбавленных растворах актинидов ( $\leq 10^{-3}$  М) их окисление преимущественно происходит по механизму косвенного действия с участием  $O_3^-$ .

Рассчитан  $E^0(O_3/O_2+2OH^-)$  равным 1,482 В. Образование Pu(VIII) и Am(VIII) в растворах щелочи возможно, если их окислительные потенциалы  $\leq 1,482$  В. Устойчивость актинидов в высших состояниях окисления ограничена потенциалом разложения воды 0.879 В (1 М щелочь). Ожидаемые высокие окислительные потенциалы An(VIII) предсказывают их крайне низкую устойчивость в воде. Согласно оценкам, время жизни Pu(VIII) должно измеряться миллисекундами при комнатной температуре. Обоснованы оптимальные условия образования и наблюдения Pu(VIII), которые состоят в проведении окисления Pu(VII) озоном в растворах щелочи ( $\geq 5$  М) при низких температурах ( $-30^\circ\text{C}$  и ниже). Это заметно увеличивает устойчивость соединений с высоким окислительным потенциалом вследствие снижения скорости их разложения водой. Наглядно эффект продемонстрирован на примере  $O_3^-$ . Период полураспада этого ион-радикала возрастает от миллисекунд при комнатной температуре до 70, 6 и 1 мин при  $-50$ ,  $-40$  и  $-30^\circ\text{C}$ , соответственно. При понижении температуры до  $-70^\circ\text{C}$  время жизни измеряется уже часами. В 8,4 М растворе КОН при  $-50^\circ\text{C}$  можно получить концентрацию  $O_3^-$  примерно  $2 \times 10^{-3}$  М, что позволяет использовать раствор как реагент для изучения реакций с Pu(VII) и получения Pu(VIII).

## ГАЗОВАЯ ХРОМАТОГРАФИЯ И ПРОБЛЕМА РЕЛЯТИВИСТСКИХ ЭФФЕКТОВ В ХИМИИ ТРАНСАКТИНОИДНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Б.Л. Жуйков

*Институт ядерных исследования РАН, Москва, bz@inr.ru*

Методы газовой хроматографии и термохроматографии широко используются в радиохимии, в частности, для анализа продуктов ядерных реакций на ускорителе и для исследования свойств новых элементов Периодической системы Д.И. Менделеева.

Нами предложена теоретическая модель, описывающая термохроматографию ультрамикрочколичеств веществ с учетом химических реакций на поверхности твердой фазы и позволяющая оценивать температуру осаждения исходя из термодинамических данных (энтальпия и энтропия реакции, приводящей к сублимации).

Для оценки роли «релятивистских эффектов» в химии новых элементов проводят квантово-химические расчеты, однако их связь с реальными химическими свойствами часто неоднозначна. Ранее нами было показано, что элемент 104 (Rf) вероятно имеет основное химическое состояние  $ds^2p$ , а не  $d^2s^2$ . Это является результатом релятивистских эффектов, но вовсе не должно приводить к значительному повышению летучести и р-характеру Rf. Проведенные эксперименты подтвердили этот результат.

По предложенной модели оценки энтальпии сублимации элементов, она определяется энергией промотирования из основного в валентное электронное состояние, характерное для конденсированного состояния (может быть рассчитана), и энергией сцепления (определяется из линейной корреляции). Для оценки энтальпии сублимации соединений модель более сложная и включает расчет потенциалов ионизации и энергии диссоциации.

В экспериментах по химии элемента 108 (Hs), проведенных в Дармштадте (Германия), было показано, что температура осаждения Hs в присутствии кислорода находится между температурами осаждения Os и Ru, что, с нашей точки зрения, объясняется релятивистскими эффектами, приводящими к меньшей устойчивости  $HsO_4$  по сравнению с  $OsO_4$ .

Температура осаждения Tl и его аналога Nh зависит от того, находятся ли они в элементарном состоянии или в виде легколетучих гидроксидов TlOH и NhOH, что можно определить в специальных экспериментах, и эти свойства также должны определяться релятивистскими эффектами.

**РАЗВИТИЕ ТЕОРИИ СВЯЗАННЫХ КЛАСТЕРОВ И  
ПРЕЦИЗИОННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ СТРОЕНИЯ И СПЕКТРОВ  
СОЕДИНЕНИЙ АКТИНИДОВ**

**А.В. Зайцевский<sup>1,2)</sup>, Л.В. Скрипников<sup>1,3)</sup>, Э. Элиав<sup>4)</sup>**

<sup>1)</sup> – НИЦ КИ - ПИЯФ, Гатчина, [zaitsevskii\\_av@npri.nrcki.ru](mailto:zaitsevskii_av@npri.nrcki.ru),

<sup>2)</sup> – Химический факультет МГУ, Москва

<sup>3)</sup> – СПбГУ, Санкт-Петербург, [leonidos239@gmail.com](mailto:leonidos239@gmail.com)

<sup>4)</sup> – Tel Aviv University, Tel Aviv, [ephraim@tau.ac.il](mailto:ephraim@tau.ac.il)

Моделирование низколежащих электронных состояний молекул соединений актинидов *ab initio* на высоком уровне точности незаменимо при прогнозировании свойств этих соединений (особенно при высоких температурах) и интерпретации их оптических спектров, а также установления надежности и границ применимости простых методов теории электронной структуры. Сложность такого моделирования определяется большой плотностью энергетического спектра, выраженными релятивистскими эффектами и необходимостью адекватного описания корреляций значительного даже для простейших объектов числа электронов. Наиболее перспективным средством прецизионного моделирования считаются различные варианты релятивистского многоконфигурационного метода связанных кластеров.

На примере молекул  $UO_2$  и  $UF_6$  рассматриваются особенности применения этого метода в формулировке для пространств Фока к расчету энергетических спектров молекул соединений актинидов. Описан способ обхода проблемы неустойчивости решений основных уравнений метода (так называемой проблемы вторгающихся состояний), ранее представлявшей собой основное препятствие к расширению круга актинидсодержащих объектов, доступных для моделирования. В основе этого приема лежит построение коротких последовательностей приближенных эффективных гамильтонианов и экстраполяция к точному результату при помощи аппроксимант Паде. Показано, что дипольные моменты электронных переходов, необходимые для моделирования излучательных характеристик и интерпретации спектров, могут быть оценены с достаточной для приложений точностью в рамках рассматриваемой методики без обращения к альтернативным моделям и с умеренными дополнительными вычислительными затратами.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (грант 14-31-00022).



## СИНТЕЗ, СТРУКТУРООБРАЗОВАНИЕ И ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА НЕКОТОРЫХ ТОРИЙСОДЕРЖАЩИХ СИЛИКАТОВ И НИТРАТОВ

**М.Е. Комшина**<sup>1)</sup>, **А.В. Князев**<sup>1)</sup>, **И.А. Савушкин**<sup>1)</sup>, **Е.В. Баранов**<sup>1,2)</sup>,  
**Е.Н. Буланов**<sup>1)</sup>, **А.Ю. Лукоянов**<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – *Нижегородский государственный университет им. Н.И.Лобачевского, г. Нижний Новгород,*

<sup>2)</sup> – *Институт металлоорганической химии им. Г.А. Разуваева РАН, г. Нижний Новгород,  
E-mail: m.komshina@yandex.ru*

Методами твердофазного и гидротермального синтеза, а также кристаллизацией из раствора синтезированы 16 сложных силикатов  $\alpha$ -ThSiO<sub>4</sub>,  $\beta$ -ThSiO<sub>4</sub>, M<sub>2-k</sub>M<sup>k</sup>CaTh(Si<sub>8</sub>O<sub>20</sub>) (M – □, Li, Na, K, Rb, Cs; M' – Na, Ca, k= 1, 2), Ca<sub>6</sub>Th<sub>4</sub>(SiO<sub>4</sub>)<sub>6</sub>O<sub>2</sub> и нитратов тория NH<sub>4</sub>Th(NO<sub>3</sub>)<sub>5</sub>·nH<sub>2</sub>O (n = 5 и 9), NaTh(NO<sub>3</sub>)<sub>5</sub>·6.5H<sub>2</sub>O,  $\alpha$ -NaTh(NO<sub>3</sub>)<sub>5</sub>·9H<sub>2</sub>O,  $\beta$ -NaTh(NO<sub>3</sub>)<sub>5</sub>·9H<sub>2</sub>O, K<sub>2</sub>Th<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>10</sub>·15H<sub>2</sub>O, 13 из которых получены и проанализированы впервые. Определены кристаллографические характеристики RbNaCaTh(Si<sub>8</sub>O<sub>20</sub>), Ca<sub>6</sub>Th<sub>4</sub>(SiO<sub>4</sub>)<sub>6</sub>O<sub>2</sub> и всех пентанитратов тория методами рентгеноструктурного и полнопрофильного рентгеновского анализа. Изучены особенности фазообразования. Установлено, что наличие разупорядоченности в структурах изучаемых сложных нитратах зависит от величины КЧ катиона. При значениях КЧ $\geq$ 8 разупорядоченность отсутствует. Методом ИК спектроскопии изучен функциональный состав и проведено отнесение полос. Методом терморентгенографии впервые изучены 10 силикатов тория, для которых определены температурные зависимости параметров элементарных ячеек и рассчитаны коэффициенты теплового расширения. Установлено влияние особенностей кристаллической структуры на фазовый переход в ортосиликате тория. Определено, что для соединений группы эканита коэффициенты теплового расширения в интервале температур 173 – 293 К равны нулю. Термическая устойчивость и процессы термораспада исследованы с помощью дифференциальной сканирующей калориметрии. Предложены механизмы дегидратации сложных нитратов тория. Методом адиабатической вакуумной калориметрии впервые измерена температурная зависимость теплоемкости для KNaCaTh(Si<sub>8</sub>O<sub>20</sub>), а также вычислены стандартные термодинамические функции в температурном интервале T → 0 – 336 К: C<sup>o</sup>p(T), H<sup>o</sup>(T) – H<sup>o</sup>(0), S<sup>o</sup>(T) – S<sup>o</sup>(0) и G<sup>o</sup>(T) – H<sup>o</sup>(0). Выявлено отсутствие каких-либо эффектов на кривой теплоемкости в отличие от KTh<sub>2</sub>(PO<sub>4</sub>)<sub>3</sub>, у которого есть фазовый переход при T<sub>tr</sub> = 6.7 ± 0.2 К.

## СТРОЕНИЕ НОВЫХ СОЕДИНЕНИЙ СЕМИВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ

Н.Н. Крот, И.А. Чарушникова, М.С. Григорьев

*ИФХЭ РАН, г. Москва, charushnikovai@ipc.rssi.ru*

подавляющее большинство ранее изученных соединений An(VII) это соли щелочных катионов и анионов  $[\text{AnO}_4(\text{OH})_2]^{3-}$ . Соли Np(VII) выделены в виде гидратов состава  $\text{M}_3[\text{NpO}_4(\text{OH})_2] \cdot n\text{H}_2\text{O}$  ( $\text{M} = \text{Na}, \text{K}, \text{Rb}, \text{Cs}; n = 0-4, 6$ ), синтезированных солей Pu(VII) гораздо меньше. Впервые выделены смешанно-катионные соли состава  $\text{NaM}_2[\text{AnO}_4(\text{OH})_2] \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  ( $\text{M} = \text{Rb}, \text{Cs}; \text{An} = \text{Np}, \text{Pu}$ ) и  $\text{NaRb}_5[\text{PuO}_4(\text{OH})_2]_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ . Соли  $\text{NaM}_2[\text{AnO}_4(\text{OH})_2] \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  имеют одинаковый состав, но разное строение из-за присутствия катионов  $\text{Na}^+$ , гидратная оболочка которых по-разному взаимодействуют с анионами  $[\text{AnO}_4(\text{OH})_2]^{3-}$  через водородное связывание.

Впервые синтезировано соединение  $\text{Li}[\text{C}(\text{NH}_2)_3]_2[\text{NpO}_4(\text{OH})_2] \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ , в состав которого наряду с  $\text{Li}^+$  входит чисто органический катион. В отличие от солей  $\text{M}_3[\text{NpO}_4(\text{OH})_2] \cdot n\text{H}_2\text{O}$ , которые были получены только из сильнощелочных сред, это соединение выделено из растворов с очень низкой концентрацией ионов  $\text{OH}^-$  (около 0.1 моль/л).

Выделены соединения  $[\text{Co}(\text{NH}_3)_6]_3[\text{NpO}_4(\text{OH})_2]_3 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  и  $[\text{Co}(\text{en})_3][\text{NpO}_4(\text{OH})_2] \cdot 5\text{H}_2\text{O}$  ( $\text{en} =$  этилендиамин). Соединение с  $\text{Co}(\text{NH}_3)_6^{3+}$  неустойчиво, в растворе оно переходит в более устойчивую соль  $[\text{Co}(\text{NH}_3)_6][\text{NpO}_4(\text{OH})_2] \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  с плотной упаковкой и трёхмерной системой водородных связей. Скорость перехода возрастает с повышением температуры и уменьшением концентрации щёлочи в маточном растворе. Изученный комплекс  $[\text{Co}(\text{en})_3][\text{NpO}_4(\text{OH})_2] \cdot 5\text{H}_2\text{O}$  является пока единственным примером охарактеризованного соединения Np(VII), для которого можно проследить влияние водородного связывания на геометрические характеристики аниона  $[\text{NpO}_4(\text{OH})_2]^{3-}$ .

Впервые получены в кристаллическом виде и исследованы методом РСА соединения Np(VII) с катионами щелочноземельных элементов состава  $\text{M}[\text{NpO}_4(\text{OH})] \cdot n\text{H}_2\text{O}$  ( $\text{M} = \text{Ca}, \text{Sr}, \text{Ba}$ ). Основной структурный мотив в соединениях – бесконечные анионные цепочки  $[\text{NpO}_4(\text{OH})]_n^{2n-}$ , в которых группировки  $\text{NpO}_4$  связываются через общие OH-группы. В структурах  $\text{Ca}[\text{NpO}_4(\text{OH})] \cdot 3\text{H}_2\text{O}$  и  $\text{Ca}[\text{NpO}_4(\text{OH})] \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  катионы  $\text{Ca}^{2+}$  связывают по две анионные цепочки  $[\text{NpO}_4(\text{OH})]_n^{2n-}$ , образуя электронейтральные слои. В изоструктурных соединениях  $\text{Sr}[\text{NpO}_4(\text{OH})] \cdot \text{H}_2\text{O}$  и  $\text{Ba}[\text{NpO}_4(\text{OH})] \cdot \text{H}_2\text{O}$  катионы  $\text{Sr}^{2+}$  и  $\text{Ba}^{2+}$  связывают по три анионные цепочки  $[\text{NpO}_4(\text{OH})]_n^{2n-}$  в трёхмерный каркас. Внешнесферные катионы влияют на строение анионных цепочек в структурах.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ МЕТОДОМ РФЭС ИОННОГО СОСТАВА  
ОБРАЗЦОВ  $\text{CeO}_2$ , ОБЛУЧЕННЫХ ИОНАМИ  $\text{Xe}^{n+}$**

**К.И. Маслаков<sup>1)</sup>, Ю.А. Тетерин<sup>1,2)</sup>, А.Ю. Попель<sup>3)</sup>, А.Ю. Тетерин<sup>2)</sup>,  
К.Е. Иванов<sup>2)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1,2)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>, Р.К. Petrov<sup>4)</sup>, I. Farnan<sup>3)</sup>**

<sup>1)</sup> – *Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова,  
Москва, [stepan@radio.chem.msu.ru](mailto:stepan@radio.chem.msu.ru)*

<sup>2)</sup> – *РНЦ «Курчатовский институт», Москва, [Teterin\\_YA@nrcki.ru](mailto:Teterin_YA@nrcki.ru)*

<sup>3)</sup> – *Department of Earth Sciences, University of Cambridge, Downing Street,  
Cambridge, CB2 3EQ, UK*

<sup>4)</sup> – *Department of Materials and London Centre for Nanotechnology,  
Imperial College London, London, SW7 2AZ, UK*

В настоящей работе в диапазоне энергий связи электронов от 0 до 1250 эВ получены прецизионные спектры РФЭС поверхности тонкой (250 нм) монокристаллической пленки  $\text{CeO}_2$  на кремниевой подложке и спектры спеченных таблеток поликристаллических образцов  $\text{CeO}_2$  с целью расшифровки их структуры и установления связи ее параметров со степенью окисления ионов церия. Найдено, что структура спектров РФЭС внутренних электронов  $\text{CeO}_2$  связана со сложным конечным состоянием с вакансиями (дырками), возникающими при фотоэмиссии внутренних электронов. В структурах спектров всех внутренних электронов церия в изученном диапазоне энергий связи также проявляются эти конечные состояния. Расшифровка структуры спектров позволила применить методику для количественной оценки ионного состава поверхности изученных образцов, которая основана на величине интенсивности только одной надежно идентифицируемой высокоэнергетической линии при 916.6 эВ в спектре  $\text{Ce}3d$ -электронов. С использованием этой методики найдено, что для поверхности необлученной пленки AP1 наблюдается присутствие ионов  $\text{Ce}^{3+}$  (AP1: 97%  $\text{Ce}^{4+}$  и 3%  $\text{Ce}^{3+}$ ). Облучение ионами ксенона  $^{129}\text{Xe}^{23+}$  с энергией 92 MeV и флюенсом  $4.8 \times 10^{15}$  ions/cm<sup>2</sup> приводит к увеличению количества ионов  $\text{Ce}^{3+}$  на поверхности пленки (AP2g: 87%  $\text{Ce}^{4+}$  и 13%  $\text{Ce}^{3+}$ ) и таблеток (AP5g: 93%  $\text{Ce}^{4+}$  и 7%  $\text{Ce}^{3+}$ ). Количество ионов  $\text{Ce}^{3+}$  в значительной степени увеличивается с уменьшением толщины и при фрагментации пленки (AP3g: 29%  $\text{Ce}^{4+}$  и 71%  $\text{Ce}^{3+}$ ).

Работа поддержана грантом РФФИ 17-03-00277а.

**СТРУКТУРА РФЭС ВАЛЕНТНЫХ ЭЛЕКТРОНОВ И  
ОСОБЕННОСТИ ХИМИЧЕСКОЙ СВЯЗИ В CeO<sub>2</sub>**

**К.И. Маслаков<sup>1)</sup>, Ю.А. Тетерин<sup>1,2)</sup>, М.В. Рыжков<sup>3)</sup>, А.Ю. Попель<sup>4)</sup>,  
А.Ю. Тетерин<sup>2)</sup>, К.Е. Иванов<sup>2)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1,2)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>,  
Р.К. Petrov<sup>5)</sup>, I. Farnan<sup>4)</sup>**

<sup>1)</sup> – *Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова,  
Москва, stapan@radio.chem.msu.ru*

<sup>2)</sup> – *РНЦ «Курчатовский институт», Москва, Teterin\_YA@nrcki.ru*

<sup>3)</sup> – *Институт химии твёрдого тела, УрО РАН, Екатеринбург, Россия,  
ryz@ihim.uran.ru*

<sup>4)</sup> – *Department of Earth Sciences, University of Cambridge, Downing Street,  
Cambridge, CB2 3EQ, UK*

<sup>5)</sup> – *Department of Materials and London Centre for Nanotechnology,  
Imperial College London, London, SW7 2AZ, UK*

В работе проведен анализ структуры спектра РФЭС валентных электронов CeO<sub>2</sub> в диапазоне энергий связи от 0 до ~50 эВ. Анализ проводился с учетом структуры спектров внутренних электронов и результатов расчета электронного строения кластера CeO<sub>8</sub><sup>12-</sup> (D<sub>4h</sub>), отражающего ближайшее окружение церия в CeO<sub>2</sub>, полученных в приближении релятивистского метода дискретного варьирования (РДВ). На основании сравнения структуры спектров валентных и внутренних электронов показано, что образование внешних и внутренних валентных молекулярных орбиталей (МО) вносят большой вклад в структуру спектра валентных электронов, чем многоэлектронные процессы. Установлено, что Ce 4f-электроны непосредственно участвуют в образовании химической связи в диоксиде CeO<sub>2</sub>, частично теряя свой f характер, и в основном локализованы в пределах внешней валентной зоны. Атомные орбитали Ce 5p-электронов принимают участие в образовании не только внутренних валентных, но и внешних валентных МО. При этом наибольшее участие в образовании внутренних валентных МО принимают заполненные Ce 5p<sub>1/2,3/2</sub> и O 2s атомные оболочки (АО), а Ce 5s-электроны слабо участвуют в образовании химической связи. Установлен состав и порядок следования МО в энергетическом диапазоне от 0 до ~50 эВ и построена количественная схема таких МО для CeO<sub>2</sub>. Эта схема имеет фундаментальное значение не только для понимания природы химической связи в этом диоксиде, но и для расшифровки сложной структуры других рентгеновских спектров CeO<sub>2</sub>. Из оценки вклада валентных электронов в химическую связь найдено, что электроны внутренних валентных МО на 37 % ослабляют связь, обусловленную электронами внешних валентных МО.

Работа поддержана грантом РФФИ 17-03-00277а.

## ИНТЕРМЕТАЛЛИЧЕСКИЕ МИШЕНИ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ И ИЗУЧЕНИЯ ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СВЕРХТЯЖЕЛЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

**Е.В. Мельник**<sup>1)</sup>, Р. Айхлер<sup>2)</sup>, Н.В. Аксенов<sup>1)</sup>, Г.А. Божиков<sup>1)</sup>,  
А.В. Сабельников<sup>1)</sup>, П. Штайнеггер<sup>1)</sup>, С.Н. Дмитриев<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – *Лаборатория ядерных реакций им. Г.Н. Флерова, ОИЯИ, Дубна*

<sup>2)</sup> – *Институт им. Пауля Шеррера, Виллиген (PSI, Switzerland)*  
*elizamelnik@jinr.ru*

Для получения и изучения свойств сверхтяжелых элементов (СТЭ) требуются длительные облучения мишеней актинидов высокоинтенсивными пучками (до 10 ч/мкА) тяжелых ионов на новом ускорительном комплексе «Фабрика СТЭ» [1]. Учитывая специфические требования (толщина и материалы) предъявляемыми к ускорительным мишеням, ключевыми факторами, влияющими на их разрушение, являются высокие тепловая и радиационная нагрузка на мишень, а также ее химический состав [2]. Одним из перспективных подходов решения этой проблемы может быть синтез интерметаллических соединений актинидов. Основываясь на методе молекулярного электроосаждения <sup>243</sup>Am на фольге палладия с последующим совместным восстановлением в токе водорода при температуре 900°C можно получать стабильные и однородные металлические мишени [3]. В докладе обсуждаются результаты первых испытаний на пучках тяжелых ионов и перспективы развития данного подхода.

[1]. Dmitriev S., Itkis M., Oganessian Y. // EPJ Web of Conferences, 2016, Vol. 131, pp. 08001.

[2]. Dmitriev S.N., Popeko A.G. // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 2015, Vol. 305(3), pp. 927-933.

[3]. Usoltsev I., Eichler R., Vostokin G.K., et al. // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research B, 2014, Vol. 318, pp. 297-305.

## О БИОЛОГИЧЕСКОЙ ТРАНСМУТАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ

**В.В. Милютин<sup>1)</sup>, В.О. Каптак<sup>1)</sup>, А.В. Ананьев<sup>2)</sup>, Н.В. Ключкова<sup>2)</sup>,  
Н.Ю. Позднякова<sup>2)</sup>, А.А. Савельев<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина,  
г. Москва, vmilyutin@mail.ru*

<sup>2)</sup> – *АО Ведущий НИИ Химической Технологии, г. Москва*

В последнее время в средствах массовой информации появились многочисленные сообщения о возможности трансмутации радиоактивных изотопов в нерадиоактивные элементы микробиологическими культурами. Для проверки возможности протекания данного процесса двумя независимыми лабораториями: испытательной лабораторией радиационного контроля АО «ВНИИХТ» в период с ноября 2016 по февраль 2017г. и лабораторией хроматографии радиоактивных элементов ИФХЭ РАН в марте-апреле 2017 г. были проведены работы по трансмутации радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  в присутствии аэробных синтрофных ассоциаций (СА) бактерий и микроорганизмов в присутствии набора макро- и микроэлементов в качестве биологической питательной среды. Исследования проводили последовательно с тремя различными СА (с двумя СА в АО «ВНИИХТ» и одной СА - в ИФХЭ РАН), которые, вместе с контрольным образцом, содержащим только питательную среду без микробиологической культуры, были предоставлены для испытаний А.А. Корниловой - руководителем Инновационного центра Физического факультета МГУ имени М.В. Ломоносова. Испытания проводили в полном соответствии с методикой разработчиков данного метода.

Проведенные испытания трех различных видов аэробных СА в двух независимых лабораториях не выявили эффекта трансмутации. Величина активности радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  в системах, содержащих СА с набором макро- и микроэлементов, и в контрольном образце, содержащем только питательную среду с добавкой аликвоты  $^{137}\text{Cs}$ , после 30 суток проведения эксперимента для каждой СА осталась на уровне исходной в пределах погрешности измерения ( $\pm 5\%$ ). В ходе проведения эксперимента обнаружено явление биосорбции  $^{137}\text{Cs}$  в разной степени всеми тремя СА, что свидетельствует о возможности извлечения и концентрирования  $^{137}\text{Cs}$  данными СА из низкоактивных ЖРО по механизму ионного обмена.

Таким образом, экспериментально доказано отсутствие явления трансмутации  $^{137}\text{Cs}$  с применением СА бактерий и микроорганизмов и, соответственно, использование данного явления при переработке ЖРО полностью исключается.

## РАЗРАБОТКА ЛИГАНДОВ ДЛЯ КОМПЛЕКСООБРАЗОВАНИЯ ТРЕХВАЛЕНТНЫХ f-ЭЛЕМЕНТОВ

**А.А. Митрофанов, П.И. Матвеев, А.А. Смирнова, В.Г. Петров,  
С.Н. Калмыков**

*МГУ имени М.В. Ломоносова, Россия, Москва, Ленинские горы 1-3,  
mitrofjr@gmail.com*

Как при переработке ОЯТ, так и при разработке новых радиофармпрепаратов, одним из необходимых этапов является эффективное и селективное связывание определенного иона металла, часто в присутствии конкурирующих катионов. Задача осложняется схожестью химических свойств трехвалентных лантаноидов и минор-актиноидов. Кроме этого, технология накладывает ряд других ограничений на комплекссообразователь: растворимость в целевом растворителе, радиационная стойкость и устойчивость к воздействию кислот и так далее. В настоящее время используются лиганды, отвечающие только части из перечисленных свойств, что приводит, например, к использованию многоступенчатых каскадов при разделении катионов.

Разработка новых лигандов – сложный и дорогостоящий процесс, который, однако, может быть упрощен с использованием компьютерного моделирования. Основным объектом исследования служили лиганды из классов N-/O- и P-/O- донорных комплекссообразователей. В работе представлены результаты использования различных теоретических подходов, от моделей структура-свойство, до квантово-химических, для оценки тех или иных свойств лиганда. Показано как фундаментальное влияние различных характеристик лиганда (частичных зарядов, конформационной жесткости), так и построена численная модель, позволяющая предсказать константы комплексобразования некоторых актиноидов и лантаноидов для широкого спектра органических молекул.

## СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ УРАНАТОВ СОСТАВА $M^I_2U_6O_{19} \cdot nH_2O$ ( $M^I - Rb, Cs; n = 11, 10$ )

О.В. Нипрук, Н.Г. Черноруков, М.О. Бахметьев, К.А. Чаплиёва

*Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского,  
Нижний Новгород, taximbakh@mail.ru*

Уранаты рубидия и цезия состава  $M^I_2U_6O_{19} \cdot nH_2O$  ( $M^I - Rb, Cs; n = 11, 10$ ) получены при взаимодействии  $UO_3 \cdot 2.25H_2O$  с водным раствором  $M^IОН$ . Методами рентгенофлуоресцентной спектрометрии, ИК-спектроскопии, рентгенографии, ДТА установлен состав и строение полученных соединений, изучен процесс их дегидратации и термораспада.

Оба соединения являются индивидуальными кристаллическими фазами. На их рентгенограммах в области малых углов  $2\theta$  присутствует интенсивный дифракционный максимум, характерный для кристаллических фаз U(VI) со слоистым типом структуры. В ИК-спектрах соединений наблюдается четыре типа полос поглощения: молекулярной воды ( $\delta(H_2O)$  при  $1635 \text{ см}^{-1}$  (Rb),  $1624 \text{ см}^{-1}$  (Cs),  $\nu(H_2O)$  при  $3509 \text{ см}^{-1}$  (Rb),  $3508 \text{ см}^{-1}$  (Cs)), уранильного фрагмента ( $\nu_{as}(UO_2^{\delta+})$  при  $915 \text{ см}^{-1}$  (Rb),  $924 \text{ см}^{-1}$  (Cs)), группы UOH ( $\delta(UOH)$  при  $981 \text{ см}^{-1}$  (Rb),  $996 \text{ см}^{-1}$  (Cs),  $\nu(UO-H)$  при  $3300 \text{ см}^{-1}$  (Rb, Cs)) и связей U- $O_{eq}$  ( $400-600 \text{ см}^{-1}$ ) в кислородном полиэдре урана. Полосы  $\delta(H_2O)$  смещены от характерных для  $H_2O$  в газовой фазе значений из-за образования Н-связей. По той же причине колебания  $\nu_{as}$  и  $\nu_s$  не разрешены и представляют собой широкую полосу. Отсутствие полосы  $\nu_s(UO_2^{\delta+})$  указывает на симметричность и равноплечность уранильного фрагмента. Уранат цезия теряет  $6H_2O$  на формульную единицу при  $150^\circ\text{C}$ . Удаление  $7H_2O$  из ураната рубидия происходит в два этапа –  $74$  и  $142^\circ\text{C}$ . Продукты дегидратации при этом сохраняют слоистое строение, однако, наблюдается уменьшение кристалличности соединений. В их ИК-спектрах исчезают полосы  $\nu(H_2O)$  и  $\delta(H_2O)$ , но сохраняются  $\nu(U-OH)$  и  $\delta(UOH)$ . Полное обезвоживание соединений в результате конденсации гидроксогрупп в составе UOH происходит при  $251$  (Rb) и  $288^\circ\text{C}$  (Cs) и сопровождается разрушением структуры до аморфного состояния. В целом  $M^I_2U_6O_{19} \cdot nH_2O$  обладают слоистой структурой. Их строение с учетом функциональности групп может быть отражено формулой  $M_2[(UO_2)_6O_3(OH)_8] \cdot nH_2O$ ,  $n = 6, 7$ . Кислородные полиэдры урана формируют отрицательно заряженные слои, катионы  $M^+$  и  $H_2O$  находятся в межслоевом пространстве и вместе с гидроксидными группами обеспечивают связывание слоёв.

Все исследования проведены на оборудовании фирмы Shimadzu.



## ХИМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ СОЕДИНЕНИЙ УРАНА (VI) В ГЕТЕРОГЕННЫХ ВОДНО-СОЛЕВЫХ СИСТЕМАХ

**О.В. Нипрук, Н.Г. Черноруков, К.А. Чаплиёва, М.О. Бахметьев**

*Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского,  
Нижний Новгород, npruk@yandex.ru*

Объектами исследования в данной работе являются сложные оксидно-солевые соединения состава  $x\text{A}^k\text{O}_{k/2} \cdot y\text{B}^m\text{O}_{m/2} \cdot z\text{UO}_3 \cdot n\text{H}_2\text{O}$  ( $\text{A}^k$  – щелочные, щелочноземельные, d-переходные и редкоземельные элементы;  $\text{B}^m$  – P, As, V, Si, Ge, B). Исследование химической устойчивости соединений в водных растворах проводили по нескольким направлениям. Они включали определение кислотно-основных интервалов существования кристаллических структур в водных растворах, установление причин, направлений и закономерностей конверсии, идентификацию и изучение продуктов конверсии, определение растворимости соединений U(VI), анализ качественного и количественного состава насыщенных водных растворов и его взаимосвязь с состоянием исследуемых гетерогенных систем в целом. Исследования были проведены с использованием комплекса различных экспериментальных и теоретических методов, включающих рентгенографию, ИК-спектроскопию, рентгенофлуоресцентную спектрометрию, фотометрию, нефелометрию, потенциометрию, математическое и термодинамическое моделирование.

Установлено, что состояние соединений U(VI) в водных растворах определяется природой элемента  $\text{B}^m$  и в значительной степени зависит от свойств  $\text{A}^k$ . При этом аналогичная урановая основа соединений обуславливает общие закономерности изменения их химической устойчивости в зависимости от различных свойств гетерогенных водно-солевых систем. Состояние уранофосфатов, ураноарсенатов, уранованадатов, ураносиликатов, ураногерманатов, ураноборатов в водных растворах зависит от различных факторов. Среди них кислотность среды, присутствие комплексообразующих агентов, ионный состав и ионная сила растворов, различные экстенсивные свойства системы, такие как масса кристаллической фазы и объем насыщенного раствора, и целый ряд других параметров. Наиболее существенное влияние на химическую устойчивость оксидно-солевых соединений урана оказывает кислотность среды. Величина pH определяет кислотно-основные интервалы существования кристаллических фаз, продукты конверсии, растворимость урановых соединений первичного и вторичного происхождения, ионно-молекулярные формы существования структурообразующих элементов.

## ОСОБЕННОСТИ СИНТЕЗА НАНОКРИСТАЛЛИЧЕСКОГО ThO<sub>2</sub> И ВЛИЯНИЕ РАЗМЕРА ЧАСТИЦ НА ЕГО СТРУКТУРНЫЕ СВОЙСТВА

**Т.В. Плахова<sup>1)</sup>, Д.А. Соловьева<sup>1)</sup>, А.Ю. Романчук<sup>1)</sup>,  
А.Е. Баранчиков<sup>1, 2)</sup>, А.Л. Тригуб<sup>3)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, Москва*

*<sup>2)</sup> – ИОНХ им. Н.С.Курнакова, Москва*

*<sup>3)</sup> – НИЦ Курчатовский институт, Москва  
[tatiana.v.plakhova@gmail.com](mailto:tatiana.v.plakhova@gmail.com)*

На сегодняшний день диоксид тория и материалы на его основе интересны как с точки зрения разработки новых видов ядерного топлива, так и в качестве модельных систем для изучения миграции радионуклидов в окружающей среде. В связи с этим необходимо развитие экономичных и универсальных методов синтеза наночастиц ThO<sub>2</sub>, позволяющих контролируемо варьировать размер и свойства объекта.

В работе наночастицы ThO<sub>2</sub> были получены методом химического осаждения из раствора соли нитрата тория, гидротермальным методом и высокотемпературным отжигом. При осаждении наночастиц из раствора концентрация исходной соли, а также природа и концентрация осадителя (NaOH или NH<sub>3</sub>×H<sub>2</sub>O) не имеют существенного влияния на размер кристаллитов. Однако при дальнейшей термической обработке при 150 °С образцы, синтезированные с использованием NaOH изменяют размер с 2 до 5 нм, чего не наблюдается для образцов, синтезированных с использованием NH<sub>3</sub>×H<sub>2</sub>O. Размер кристаллитов увеличивается с увеличением температуры ГТ обработки, также увеличению размера способствует высокощелочная среда. В работе были определены основные закономерности роста ThO<sub>2</sub> при высокотемпературном отжиге при температурах 300 °С – 500 °С: температура отжига имеет более существенное влияние на размер наночастиц, чем время отжига. Из данных рентгенофазового анализа были определены параметры ячейки для всех синтезированных образцов. Установлено, что параметр ячейки увеличивается с уменьшением размера кристаллитов. Методом EXAFS исследована локальная структура нанодисперсных образцов ThO<sub>2</sub> размером от 2 до 5 нм. Основные закономерности формирования наночастиц ThO<sub>2</sub> и их свойства сравнены с аналогами данного оксида – CeO<sub>2</sub> и PuO<sub>2</sub>

Работы выполнены при поддержке РФФИ No. 16-31-06000 мол\_а\_дк.

**ОСОБЕННОСТИ ПРЕПОДАВАНИЯ ДИСЦИПЛИНЫ  
«РАДИОХИМИЯ» В САНКТ-ПЕТЕРБУРГСКОМ  
ГОСУДАРСТВЕННОМ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ ИНСТИТУТЕ**

**В.В. Прояев**

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт  
(технический университет), viktorproyaev@gmail.com*

История преподавания дисциплины «Радиохимия» в СПбГТИ(ТУ) начинается в 1949 г. с организацией трех кафедр радиационного цикла.

В настоящее время «Радиохимия» входит в учебный план подготовки по специальности 18.05.02 «Химическая технология материалов современной энергетики».

Первая особенность преподавания дисциплины «Радиохимия» в СПбГТИ(ТУ) – оформление на протяжении многих лет разрешения на работу с радиоактивными веществами в открытом виде, что позволяет выработать навыки в обращении с открытыми РВ на стадии учебного процесса.

Вторая особенность - наличие «собственного» базового учебника [1], подготовленного авторским коллективом из СПбГУ и СПбГТИ(ТУ) в составе которого Е.Н.Текстер, более 30 лет преподававшая «Радиохимию» в СПбГТИ(ТУ). Лабораторные работы, семинарские занятия и большинство разделов лекционного курса обеспечены методическими указаниями, подготовленными в последние 3-4 года.

Третья особенность - оперативное внесение в рабочую программу дополнений и изменений, отражающих современные тенденции развития дисциплины. Среди развивающихся в последние годы научных направлений особое внимание уделяется ядерной медицине. Подобно тому, как радионуклидные методы «вдохнули новую жизнь» в медицинскую практику, ядерная медицина «вдохнула новую жизнь» в технологии производства радионуклидов.

Другое важнейшее прикладное направление – комплекс радиохимических задач, возникающих при реализации проектов вывода из эксплуатации ядерных и радиационно опасных объектов. Долговременность и масштабность задач определяют востребованность специалистов радиохимического профиля, получивших качественную подготовку по базовой дисциплине «Радиохимия».

[1]. Нефедов, В.Д. Радиохимия / В.Д.Нефедов, Е.Н.Текстер, М.А. Торопова. – СПб: Высшая школа, 1987. – 272 с.

## КООРДИНАЦИОННЫЕ ПОЛИЭДРЫ $PuO_n$ В СТРУКТУРАХ КРИСТАЛЛОВ

Д.В. Пушкин, В.Н. СЕРЕЖКИН, Л.Б. СЕРЕЖКИНА

*Самарский национальный исследовательский университет имени академика С.П. Королева, г. Самара, e-mail: pushkin@samsu.ru*

С помощью полиэдров Вороного-Дирихле (ПВД) проведен анализ координации 122 кристаллографически неэквивалентных атомов Pu (III, IV, V, VI или VII) в структурах кристаллов всех кислородсодержащих соединений, охарактеризованных с R-фактором  $< 0.1$ .

Установлено, что атомы плутония способны образовывать 14 разных по форме координационных полиэдров  $PuO_n$  при  $n$  в диапазоне от 6 до 12. Наиболее часто из них встречаются тригональные додекаэдры  $PuO_8$  и трехшапочные тригональные призмы  $PuO_9$  (для Pu(III) и Pu(IV)). Октаэдры  $PuO_6$  выявлены для атомов Pu(IV), Pu(VI) и Pu(VII), а пентагональные бипирамиды  $PuO_7$  – для Pu(IV), Pu(V) и Pu(VI). Координационные полиэдры в виде гексагональных бипирамид обнаружены для Pu(V) и Pu(VI). Остальные типы координационных полиэдров встречаются только для одного валентного состояния атомов – Pu(III) или Pu(IV).

Согласно полученным данным объем ПВД атомов плутония в комплексах  $PuO_n$  в целом закономерно уменьшается с ростом их степени окисления, составляя в среднем 12.7, 10.8, 10.1, 9.2 и 8.3 Å<sup>3</sup>. Существенно, что при фиксированной степени окисления объем ПВД практически не зависит от координационного числа и формы координационных полиэдров атомов плутония, а также длины образующихся связей Pu-O. Показано, что в подрешетках, содержащих только атомы плутония (Pu-подрешетки), выполняется правило 14 соседей.

На основе характеристик ПВД атомов в Pu-подрешетках выявлены соединения, в структуре кристаллов которых предположительно могут существовать связывающие 5f-взаимодействия Pu-Pu. На примере Pu(III) показано, что параметры ПВД могут быть успешно использованы для выявления заместителей (англ. Surrogates) высокорadioактивных трансурановых элементов менее токсичными 4f-аналогами.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-03-00200а.

## СИНТЕЗ И СТРОЕНИЕ КОМПЛЕКСОВ СУКЦИНАТА УРАНИЛА С ЦИАНГУАНИДИНОМ И ДИЭТИЛАЦЕТАМИДОМ

Е.Ф. Рогалева<sup>1)</sup>, Л.Б. Сережкина<sup>1)</sup>, М.С. Григорьев<sup>2)</sup>, В.Н. Сережкин<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – Самарский национальный исследовательский университет имени академика С.П. Королева, Самара  
E-mail: tishariel@gmail.com

<sup>2)</sup> – Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН, Москва

Осуществлен синтез и изучено строение двух новых координационных полимеров  $[\text{UO}_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)(\text{C}_2\text{N}_4\text{H}_4)_2] \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  (I) и  $[\text{UO}_2(\text{C}_6\text{H}_{13}\text{NO})_4(\text{H}_2\text{O})][(\text{UO}_2)_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)_3] \cdot 2\text{C}_6\text{H}_{13}\text{NO}$  (II), где  $\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4^{2-}$  – сукцинат-ион,  $\text{C}_2\text{N}_4\text{H}_4$  – циангуанидин,  $\text{C}_6\text{H}_{13}\text{NO}$  – N,N-диэтилацетамид.

Для синтеза соединения I в качестве исходных веществ были взяты  $\text{UO}_2(\text{OH})_2$  (0.35 г), янтарная кислота (0.54 г) и циангуанидин (0.29 г) в мольном соотношении 1 : 4 : 3. К навеске  $\text{UO}_2(\text{OH})_2$  добавляли 6 мл водного раствора янтарной кислоты и 4 мл водного раствора циангуанидина (рН раствора отвечал 3). Полученный раствор был оставлен на воздухе при комнатной температуре для изотермического испарения. Через 2–3 дня из раствора выпадали желтые кристаллы состава  $[\text{UO}_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)(\text{C}_2\text{N}_4\text{H}_4)_2] \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  (I).

Для синтеза соединения II к 0.2 г  $\text{UO}_3$  добавляли 5 мл водного раствора янтарной кислоты (0.25 г) и нагревали до полного растворения. К полученному раствору приливали  $\text{C}_6\text{H}_{13}\text{NO}$  (0.48 г) и соляную кислоту до рН раствора 4. Исходное мольное соотношение составляло 1 : 3 : 6. Через 6–7 дней из раствора выпадали желтые пластинчатые кристаллы состава  $[\text{UO}_2(\text{C}_6\text{H}_{13}\text{NO})_4(\text{H}_2\text{O})][(\text{UO}_2)_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)_3] \cdot 2\text{C}_6\text{H}_{13}\text{NO}$  (II).

Кристаллы I и II были изучены методом рентгеноструктурного анализа монокристалла (РСА). Структурными единицами кристаллов I являются электронейтральные цепочки состава  $[\text{UO}_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)(\text{C}_2\text{N}_4\text{H}_4)_2]$ , относящиеся к кристаллохимической группе (КХГ)  $\text{AQ}^{02}\text{M}^1_2$  комплексов уранила, где  $\text{A}=\text{UO}_2^{2+}$ ,  $\text{Q}^{02}=\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4^{2-}$ ,  $\text{M}^1=\text{C}_2\text{N}_4\text{H}_4$ . В структуре II присутствуют два типа урансодержащих комплексов: катионные (островные)  $[\text{UO}_2(\text{C}_6\text{H}_{13}\text{NO})_4(\text{H}_2\text{O})]^{2+}$  и анионные (слоистые)  $[(\text{UO}_2)_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)_3]^{2-}$ . Катионные комплексы относятся к КХГ  $\text{AM}^1_5$ , где  $\text{A}=\text{UO}_2^{2+}$ ,  $\text{M}^1=\text{C}_6\text{H}_{13}\text{NO}$  или  $\text{H}_2\text{O}$ . Анионные комплексы принадлежат к КХГ  $\text{A}_2\text{Q}^{02}_3$ , где  $\text{A}=\text{UO}_2^{2+}$ ,  $\text{Q}^{02}=\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4^{2-}$ .

Кристаллы были исследованы методом ИК спектроскопии. Полученные результаты хорошо согласуются с данными РСА.

**РАДИАЦИОННО-ХИМИЧЕСКОЕ ПОВЕДЕНИЕ  $^{131}\text{I}$  И  $^{125}\text{I}$  В РАСТВОРАХ NaOH**

**К.В. Ротманов<sup>1,2)</sup>, Ю.Ю. Кузнецова<sup>2)</sup>, М.Н. Смирнов<sup>1,2)</sup>,  
Р.Г. Абдуллов<sup>1,2)</sup>, А.В. Куприянов<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, *orip@niiar.ru*

<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Проведено исследование кинетики реакции диспропорционирования молекулярного йода в водных растворах NaOH. Установлено влияние начальных концентраций компонентов исследованной системы и температуры на скорость реакции диспропорционирования молекулярного йода. Определена энергия активации реакции диспропорционирования молекулярного йода, составившая  $51 \pm 3$  кДж·моль<sup>-1</sup>.

На основании полученных данных предложен механизм диспропорционирования молекулярного йода в растворах NaOH. С помощью программы KINET [1] путем решения обратной задачи химической кинетики рассчитаны значения констант скорости реакции гидролиза молекулярного йода в растворах NaOH.

Исследовано радиационно-химическое поведение радионуклидов  $^{131}\text{I}$  и  $^{125}\text{I}$  в водных растворах NaOH. Показано, что при радиолизе щелочных растворов  $^{131}\text{I}$  и  $^{125}\text{I}$  значение pH раствора уменьшается и в системе создаются окислительные условия.

Предложен механизм процесса радиолиза водных растворов NaOH, содержащих  $^{131}\text{I}$  и  $^{125}\text{I}$ . При помощи программы MCNP [2] рассчитаны мощности поглощенной дозы. Показано, что предлагаемая математическая модель удовлетворительно описывает полученные в данной работе экспериментальные данные.

[1]. Практикум по физической химии: Кинетика и катализ. Электрохимия. Под ред. В.В. Лунина и Е.П. Агеева. М.: Изд. центр «Академия», 2012. сс. 70-102.

[2]. Briesmeister J. F. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Los Alamos Nat. Lab., 1997.

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА АВТОРАДИОГРАФИИ ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ МЕЧЕННЫХ ТРИТИЕМ НАНОАЛМАЗОВ В КОМПОЗИЦИОННЫХ ПЛЕНКАХ**

**О.А. Соболева, М.Г. Чернышева, В.И. Коробков, И.Ю. Мясников,  
Г.А. Бадун**

*МГУ имени М.В.Ломоносова, Москва, E-mail: badunga@yandex.ru*

Метод автордиографии с использованием меченных тритием наноалмазов детонационного синтеза (НА) позволяет изучать распределение наночастиц на поверхности композиционных полимерных материалов. НА используют в качестве наполнителей полимерных пленок, в основном, для увеличения прочностных характеристик композиционных материалов. Модификация поверхности НА, которую проводят для лучшего совмещения наночастиц с полимерной матрицей, может привести к изменению распределения НА между объемом и поверхностью пленки. Цель работы заключалась в изучении влияния модификации поверхности НА на распределение наночастиц в композиционных пленках на основе поливинилового спирта (ПВС).

Меченные тритием НА получали методом термической активации трития. Модификацию НА проводили адсорбционными слоями олеиламина (ОЛА). Было показано, что ОЛА необратимо связывается с НА и гидрофобизует поверхность наночастиц. Пленки ПВС получали методом полива из дисперсии НА в водном растворе ПВС. В качестве наполнителя пленок использовали смесь исходных и модифицированных НА при варьировании массовой доли модифицированных НА. Анализ автордиограмм пленок, полученных при поочередном введении тритиевой метки в исходные или модифицированные НА, позволил определить суммарное содержание НА в поверхностных слоях с обеих сторон пленки, а также рассчитать долю модифицированных НА на поверхности.

Установлено, что исходные НА равномерно распределяются по объему композиционной пленки, а НА, модифицированные ОЛА, концентрируются на одной из поверхностей. Предложена модель строения композиционной пленки, основанная на данных автордиографии, определения поверхностной энергии пленки методом смачивания, учета процессов коагуляции и седиментации частиц на стадии формирования пленки, а также адсорбции ПВС на НА.

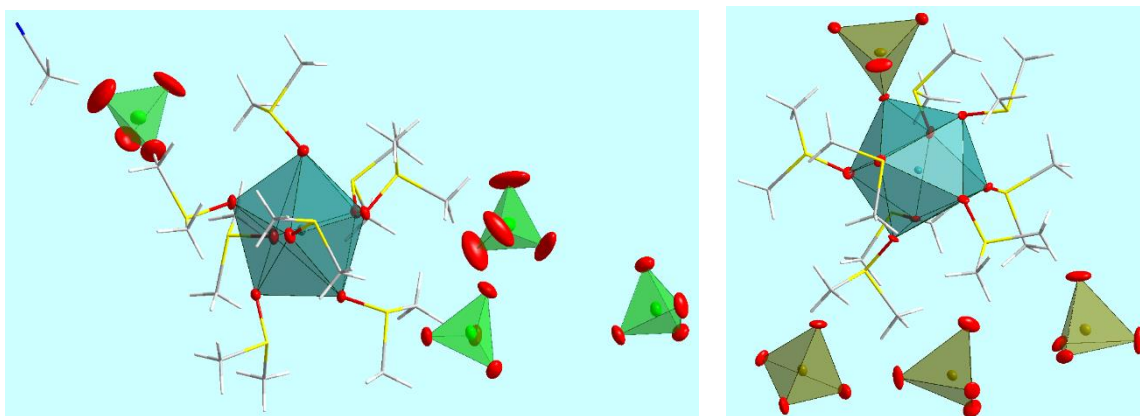
Работа выполнена при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (проекты № 16-08-00780 и 17-03-00985).

## ОСОБЕННОСТИ СТРОЕНИЯ КОМПЛЕКСНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ЧЕТЫРЕХВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ С ДМСО И АНИОНАМИ $\text{XO}_4^-$ ( $\text{X}=\text{Cl}, \text{Re}, \text{Tc}$ )

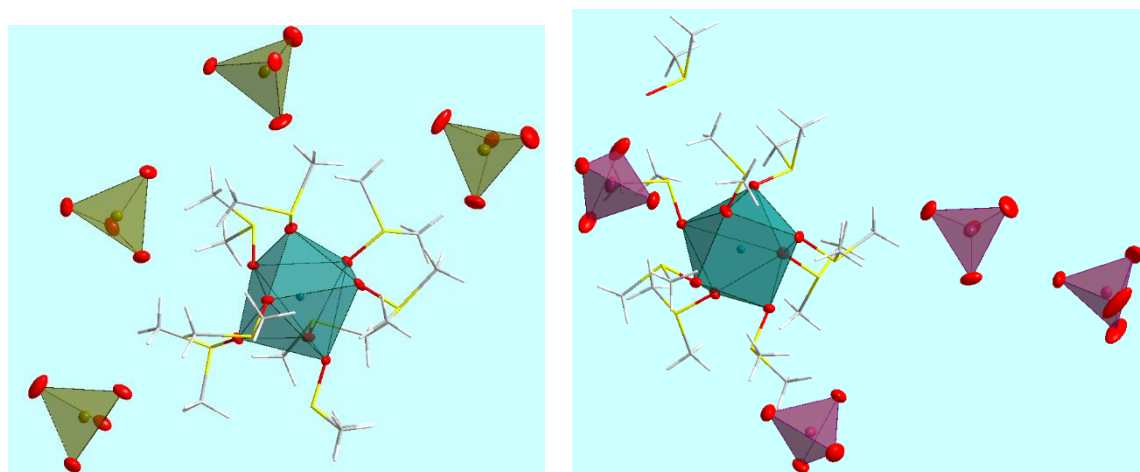
М.Н. Соколова, А.М. Федосеев, Г.Б. Андреев, Н.А. Буданцева

*ИФХЭ РАН, г. Москва, Россия*

Получены комплексы четырёхвалентных актинилов с ДМСО с тетраэдрическими анионами  $\text{ClO}_4^-$ ,  $\text{ReO}_4^-$  и  $\text{TcO}_4^-$ . Проведено исследование строения и свойств полученных комплексных соединений, измерены электронные и ИК-спектры. Методом РСА установлено строение полученных соединений  $([\text{U}(\text{DMSO})_8](\text{CH}_3\text{CN})(\text{ClO}_4)_4)$  (1),  $[\text{U}(\text{DMSO})_8(\text{ReO}_4)](\text{ReO}_4)_3$  (2),  $[\text{Np}(\text{DMSO})_8(\text{ReO}_4)](\text{ReO}_4)_3$  (3),  $[\text{Pu}(\text{DMSO})_8](\text{ReO}_4)_4$  (4) и  $[\text{Pu}(\text{DMSO})_8](\text{DMSO})(\text{TcO}_4)_4$  (5).



На рис. 1 представлен комплекс 1. Соединения 2 и 3 изоструктурны, их строение показано на рис. 2.



Строение соединений 4 и 5 представлено на рис. 3 и 4, соответственно.



## НОВЫЙ ПОДХОД К ОТНЕСЕНИЮ ПОЛОС ПОГЛОЩЕНИЯ В ЭЛЕКТРОННЫХ СПЕКТРАХ ВОДНЫХ И ОРГАНИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ КОМПЛЕКСНЫХ СОЕДИНЕНИЙ U(VI)

С.И. Степанов

*Российский химико-технологический университет  
им. Д.И. Менделеева г. Москва, [chao\\_step@mail.ru](mailto:chao_step@mail.ru)*

Одним из эффективных методов количественного и качественного анализа водных и органических растворов комплексных соединений U(VI) является производная электронная спектроскопия (ПЭС). Электронные спектры (ЭС) растворов карбонатных, нитратных, сульфатных, фторидных, пероксидных или смешанных комплексов U(VI) представляют собой сложные, многополосные спектры, отнесение полос поглощения в которых представляет собой не простую задачу. В общем виде ЭС растворов соединений U(VI) можно разделить на две области: 190-400 нм – область поглощения анионов солей уранила и лигандов в его комплексных соединениях, а также полосы поглощения фоновых растворенных нейтральных солей, и 400-600 нм – область поглощения уранильной группировки, так называемой, уранильной короны. Наибольшие трудности вызывает отнесение полос поглощения тому или иному аниону, катиону, анионному или нейтральному лиганду в области 190-400 нм.

В настоящем сообщении рассмотрен новый подход к отнесению полос поглощения в ЭС растворов комплексных соединений U(VI) в области 190-400 нм на примерах ЭС карбонатных, карбонатно-пероксидных и карбонатно-фторидных комплексов U(VI) в водных растворах и их органических экстрактов с солями метилтриоктиламмония.

В основу предлагаемого подхода положен учет протекающих в растворах реакций диссоциации соединений U(VI), гидролиза, ассоциации, гидратации, полимеризации, лигандного обмена и др. Эти же процессы рассматриваются и при отнесении полос поглощения фоновых электролитов, находящихся в водных растворах комплексов U(VI). Кроме того, при вхождении в состав комплекса нескольких одинаковых лигандов, например,  $\text{CO}_3^{2-}$  или  $\text{F}^-$ , полагали, что все они дают одну и ту же полосу поглощения в данном структурном элементе комплекса: диссоциированном, или нейтральном, или полиядерном и т.д. Ранее считали, что каждому лиганду не зависимо от их количества во внутренней координационной сфере комплекса отвечает своя полоса поглощения. Развиваемый подход позволяет не только более надежно идентифицировать полосы поглощения находящихся в растворе заряженных или нейтральных частиц, но и выявить процессы, протекающие в растворах в зависимости от концентрации комплексных соединений U(VI) и фоновых электролитов, находящихся в растворе. Изучение гидратации органических экстрактов методом ПЭС позволили выявить в ЭС полосы поглощения воды.

## СИНТЕЗ И КРИСТАЛЛИЧЕСКАЯ СТРУКТУРА НОВЫХ КОМПЛЕКСОВ УРАНИЛА С ТРИХЛОРАЦЕТАТ-ИОНАМИ

А.С. Уханов<sup>1)</sup>, А.В. Савченков<sup>1)</sup>, Д.В. Пушкин<sup>1)</sup>, М.С. Григорьев<sup>2)</sup>,  
А.М. Федосеев<sup>2)</sup>, Л.Б. Сережкина<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – Самарский национальный исследовательский университет имени академика С.П. Королева, г. Самара, [andrei5141@yandex.ru](mailto:andrei5141@yandex.ru)

<sup>2)</sup> – Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН, г. Москва

В настоящее время установлены кристаллические структуры более ста различных ацетатсодержащих комплексов уранила. Вместе с тем, данные о взаимодействии ионов уранила с анионами галогензамещенных аналогов уксусной кислоты в литературе практически отсутствуют, в связи с чем целью настоящей работы явился синтез новых трихлорацетатоуранилатов аммония и цезия.

Навеску трихлоруксусной кислоты массой 1.72 г (10 ммоль) полностью растворяли в 4.3 мл дистиллированной воды и добавляли 0.7 мл 25%-го водного раствора аммиака (4 ммоль), вносили 0.30 г (1 ммоль) оксида урана. Ярко-желтый прозрачный раствор оставляли для изотермического испарения на воздухе при комнатной температуре. Желтые кристаллы, которым, как показали дальнейшие исследования, отвечала формула  $(\text{NH}_4)_4[\text{UO}_2(\text{L})_5]\cdot\text{L}\cdot\text{HL}\cdot 3\text{H}_2\text{O}$  (I) ( $\text{L} = \text{CCl}_3\text{COO}^-$ ), выделились в первой фазе через 8 дней и во второй фазе через 20 дней. Идентичность двух фаз доказана методами ИК спектроскопии и рентгеноструктурного анализа.

При испарении на воздухе раствора, содержащего 0.30 г (1 ммоль)  $\text{UO}_3$ , 1.72 г (10 ммоль) трихлоруксусной кислоты и 0.71 г (4 ммоль)  $\text{CsCl}$  образовались желтые кристаллы  $\text{Cs}_3[\text{UO}_2(\text{L})_5]\cdot 2\text{HL}\cdot\text{H}_2\text{O}$  (II). Кристаллическая структура комплексов I и II установлена методом рентгеноструктурного анализа монокристаллов.

Соединение I кристаллизуется в пространственной группе  $\text{P}2_1/\text{n}$ , а комплекс II – в  $\text{P}2_12_12_1$ . Структурными единицами кристаллов I и II являются одноядерные группировки  $[\text{UO}_2(\text{L})_5]^{3-}$ , которым соответствует кристаллохимическая формула  $\text{AM}^1_5$  ( $\text{A} = \text{UO}_2^{2+}$ ,  $\text{M} = \text{CCl}_3\text{COO}^-$ ). Проведен анализ невалентных взаимодействий и выявлена значительная роль галогеновых связей в формировании супрамолекулярных структур полученных комплексов.

Работа выполнена в рамках государственного задания Министерства образования и науки Российской Федерации (договор № 4.5037.2017/8.9).

## ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ $O_3$ С $An(C_2O_4)_2$ В ВОДЕ

А.М. Федосеев, В.П. Шилов, А.В. Гоголев, И.А. Чарушникова,  
В.П. Перминов

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
РАН, Москва, ShilovV@ipc.rssi.ru*

Осаждение  $An(C_2O_4)_2$ , где  $An = U, Np, Pu$  из водных растворов используется в различных технологических процессах и в лабораторной практике. Поэтому получение любых других химических соединений  $U, Np$  и  $Pu$  включает стадию разложения оксалат-ионов. Применение  $O_3/O_2$  смеси позволяет окислять оксалат-ионы без внесения новых примесей. Однако дважды гетерогенное взаимодействие газообразного окислителя с водной взвесью является сложным процессом. Нами были изучены реакции  $O_3$  с  $An(C_2O_4)_2 \cdot nH_2O$  с целью получения  $AnO_2(OH)_2$  необходимой нам для проведения последующих синтезов чистоты.

Процесс разложения водных взвесей  $U(C_2O_4)_2$  с  $pH \sim 4,3$  под действием  $O_3/O_2$  смеси протекает в две стадии. Вначале преобладает реакция окисления  $U(IV)$  с образованием раствора  $UO_2C_2O_4$  и  $H_2C_2O_4$  с  $pH \sim 2 \div 2,5$ . Вторая стадия включает в себя приводящее к росту  $pH$  разложение оксалат-ионов и гидролиз уранил-ионов. Рост температуры ускоряет процесс превращения  $UO_2C_2O_4$  в гидроксидные соединения урана(VI). Более эффективно ускоряет процесс внесение  $KBr$  или  $UO_2Br_2$ . В таких растворах имеет место реакция  $O_3 + Br^- \rightarrow O_2 + BrO^-$ . Возникающие ионы  $BrO^-$  и  $HBrO$  чрезвычайно эффективно окисляют  $U(C_2O_4)_2$ .

Взаимодействие  $O_3/O_2$  смеси с водными взвесями оксалатов  $Np(IV)$  и  $Pu(IV)$  с  $pH \sim 4,3$  также позволяет получать  $NpO_2(OH)_2$  и  $PuO_2(OH)_2$ . Состав  $NpO_2(OH)_2$  подтверждён рентгенофазным анализом. При неполном окислении  $Np(C_2O_4)_2$  озоном в воде накапливается  $Np(V)$ . Возможный механизм процесса включает участие пары ионов  $Np(V)/Np(VI)$  в каталитическом цикле разложения оксалат-ионов озоном. Повышение температуры значительно ускоряет процесс озонирования. Медленный процесс окисления оксалата  $Np(IV)$  кислородом приводит к накоплению в растворе  $NpO_2HC_2O_4$  и  $H_2C_2O_4$ .

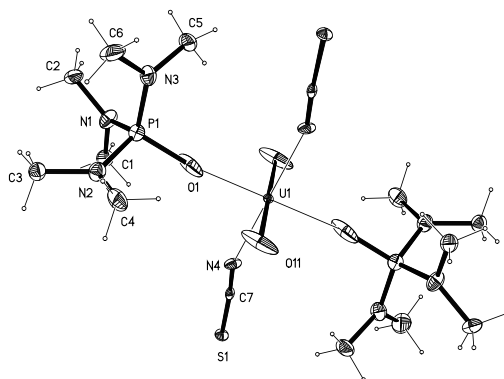
Полученные результаты позволяют заключить, что озонирование взвесей предварительно очищенных  $An(C_2O_4)_2$  позволяет получать  $AnO_2(OH)_2$  без примесей ионов металлов.

## ОСОБЕННОСТИ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ШЕСТИВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ С ИЗОТИОЦИАНАТ-ИОНОМ В ОРГАНИЧЕСКИХ СРЕДАХ

А.М. Федосеев, И.А. Чарушникова, Н.А. Буданцева, Г.Б. Андреев

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
РАН, Москва, a.fedosseev@gmail.com*

Представления о поведении An(VI) в органических средах в присутствии NCS-иона интересны как с технологической точки зрения, так и для понимания сложных процессов, происходящих в растворе и являющихся основой структурного разнообразия координационных соединений An(VI) с различными O- и N-донорными лигандами. Проведено спектрофотометрическое исследование комплексообразования в системах An(VI)/ацетонитрил/ДМСО и An(VI)/ацетонитрил/ГМФА (An=U, Np, Pu). Изменения в спектрах поглощения соответствующих растворов указывают на образование сложных комплексных частиц. Для основных полос ff электронных переходов в спектрах растворов Np и Pu наблюдаются значительные батохромные сдвиги. Из уранилсодержащей системы с ГМФА удалось выделить кристаллическое соединение, состав и строение которого установлены методом РСА.



Кристаллическая структура комплекса  $\text{UO}_2(\text{SCN})_2\{[(\text{CH}_3)_2\text{N}]_3\text{PO}\}_2$

Полученное соединение охарактеризовано спектрами люминесценции и поглощения в УФ, видимом и ИК диапазонах. В спектре люминесценции отмечен сравнительно большой Стоксов сдвиг.

## СТРОЕНИЕ И СПЕКТРАЛЬНЫЕ СВОЙСТВА КОМПЛЕКСОВ ШЕСТИВАЛЕНТНЫХ АКТИНИДОВ С АНИОНАМИ ЯНТАРНОЙ КИСЛОТЫ

И.А. Чарушникова, А.М. Федосеев, А.А. Бессонов

*ИФХЭ РАН, г. Москва, charushnikovai@ipc.rssi.ru*

Исследованы методом РСА комплексы An(VI) с анионами янтарной кислоты с соотношением металл : лиганд 1 : 1 (**I**) и 1 : 1.5 (**II**). Комплекс  $[\text{PuO}_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)(\text{H}_2\text{O})]$  (**I**) изоструктурен  $[\text{UO}_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)(\text{H}_2\text{O})]$  [Kim J.-Y. et al. *Dalton Trans.* 2813 (2003)], основу его кристаллической упаковки составляет трёхмерный электронейтральный каркас. В комплексах общего состава  $\text{Cs}_2[(\text{AnO}_2)_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)_3] \cdot \text{H}_2\text{O}$  (**II**, An = U, Np, Pu) основу структуры составляет анионный каркас. В **I** (рис. 1) анионы  $[\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4]^{2-}$  являются мостиковыми и каждый анион связывается монодентатно с четырьмя атомами Pu, в **II** (рис. 2) каждый анион выполняет хелатно-мостиковую функцию и связывает два атома An(VI). Координационное окружение атома Pu(VI) в структуре **I** пентагональная бипирамида, атомов An(VI) в структуре **II** – гексагональные бипирамиды. Максимум основной *ff*-полосы поглощения плутонил-иона в ЭСП соединения **I** сдвинут в длинноволновую область за счет влияния кристаллического поля относительно положения моносукцинатного комплекса в растворе на 5 нм и расположен при 841 нм. В соответствии с правилом Лапорта в ЭСП кристаллического  $\text{Cs}_2[(\text{PuO}_2)_2(\text{C}_4\text{H}_4\text{O}_4)_3] \cdot \text{H}_2\text{O}$  полоса поглощения отсутствует.

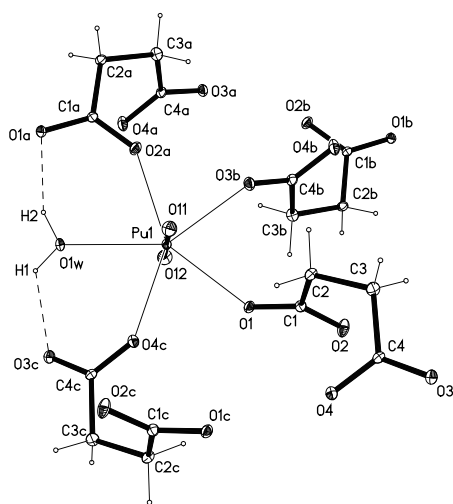


Рис. 1

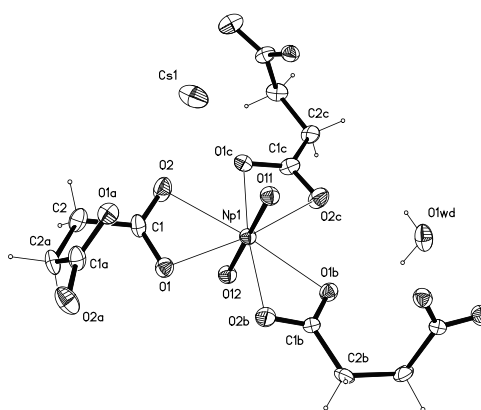


Рис. 2

## СТРОЕНИЕ НИТРАТНЫХ КОМПЛЕКСОВ НЕПТУНИЯ(V) С РАЗЛИЧНЫМИ КАТИОНАМИ ВО ВНЕШНЕЙ СФЕРЕ

И.А. Чарушникова, М.С. Григорьев, А.М. Федосеев, А.А. Бессонов

*ИФХЭ РАН, г. Москва, charushnikovai@ipc.rssi.ru*

Изучены методом РСА анионные нитратные комплексы нептуноила с однозарядными внешнесферными катионами различной природы: с катионами щелочных металлов от  $\text{Li}^+$  до  $\text{Cs}^+$ , с органическими однозарядными катионами гуанидиния  $\text{C}(\text{NH}_2)_3^+$ , тетраметиламмония  $\text{N}(\text{CH}_3)_4^+$  и имидазолия  $\text{HIm}^+$ . Были получены соединения состава  $\text{Li}[\text{NpO}_2(\text{NO}_3)_2] \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  (**I**),  $\text{Na}[\text{NpO}_2(\text{NO}_3)_2] \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  (**II**),  $\text{Cs}_3[\text{NpO}_2(\text{NO}_3)_2]_3 \cdot \text{H}_2\text{O}$  (**III**),  $\text{NaRb}_5[\text{NpO}_2(\text{NO}_3)_2]_6 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  (**IV**),  $[\text{H}_3\text{O}][\text{C}(\text{NH}_2)_3]_2[\text{NpO}_2(\text{NO}_3)_2]_3$  (**V**),  $[\text{N}(\text{CH}_3)_4][\text{NpO}_2(\text{NO}_3)_2(\text{H}_2\text{O})_2]$  (**VI**),  $[\text{HIm}][\text{NpO}_2(\text{Im})_5](\text{NO}_3)_2$  (**VII**), где Im – имидазол  $\text{C}_3\text{H}_4\text{N}_2$ .

В комплексах с катионами щелочных металлов (**I – IV**) и гуанидиния (**V**) осуществляется КК взаимодействие ионов  $\text{NpO}_2^+$ , приводящее к образованию квадратных (**I, II**, рис. 1) или тригонально-гексагональных (**III – V**, рис. 2) катионных сеток. Размер внешнесферного однозарядного катиона определяет вид катионной сетки. Большие полости в структуре с тригонально-гексагональными катионными сетками непригодны для маленьких катионов щелочных металлов. В соединении **VI** с органическим катионом  $\text{N}(\text{CH}_3)_4^+$  во внешней сфере КК взаимодействие отсутствует из-за стерических затруднений. В структуре **VII** наличие крупных комплексных катионов  $[\text{NpO}_2(\text{Im})_5]^+$  также препятствует возникновению катионных связей в кристалле.

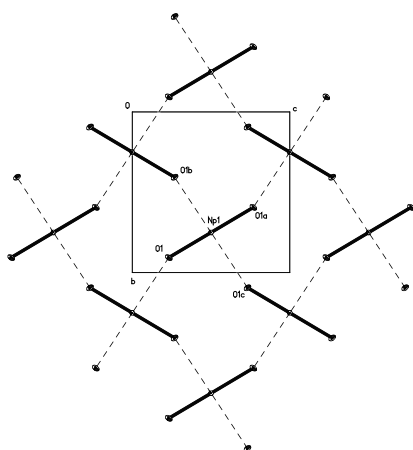


Рис. 1

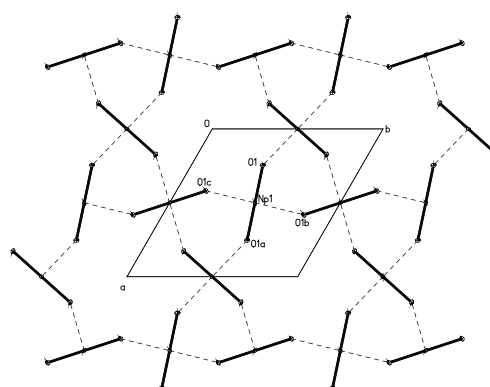


Рис. 2

## КАТИОН-КАТИОННОЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ В КОМПЛЕКСАХ БЕНЗОАТА НЕПТУНИЯ(V) С ПИРИДИНОМ И САЛИЦИЛАТА НЕПТУНИЯ(V) С 1,10-ФЕНАНТРОЛИНОМ

И.А. Чарушникова, Н.Н. Крот

*ИФХЭ РАН, г. Москва, charushnikovai@ipc.rssi.ru*

Исследование строения комплексов бензоата  $An(V)$  ( $An = Np, Pu$ ) с молекулярными лигандами 2,2'-бипиридином (bipy), 1,10-фенантролином (phen) показало, что основу структур составляет димерный катион  $An_2O_4^{2+}$ , образованный за счет катион-катионных (КК) связей. В продолжение исследования комплексов  $Np(V)$  с анионами бензойной кислоты (и её производными) и с N-содержащими молекулярными лигандами были синтезированы бензоат  $Np(V)$  с пиридином  $[(NpO_2)_3(py)(C_7H_5O_2)_3(H_2O)_2]$  (**I**) и салицилат  $Np(V)$  с фенантролином  $[NpO_2(phen)(HOC_7H_4O_2)]$  (**II**). В структуре **I** КК взаимодействие приводит к образованию квадратных катионных сеток (рис. 1). Бензоат-ионы являются бидентатно-мостиковыми лигандами и связывают между собой соседние катионы  $NpO_2^+$ . В структуре **II** КК взаимодействие связывает ионы  $NpO_2^+$  в цепочки, вытянутые вдоль направления  $[010]$  в кристалле (рис. 2). Салицилат-ионы являются бидентатно-мостиковыми лигандами и связывают соседние в катионной цепочке группировки  $NpO_2$ .

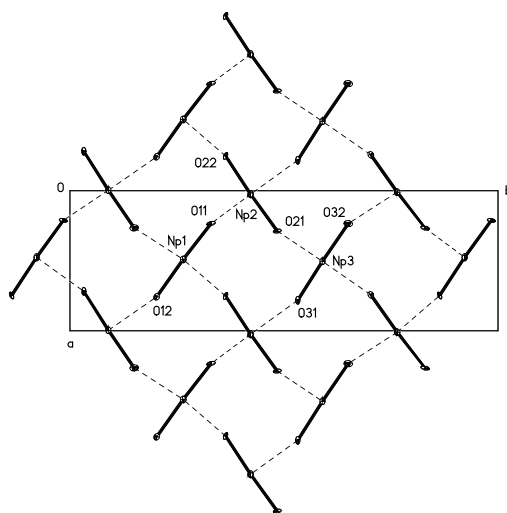


Рис. 1

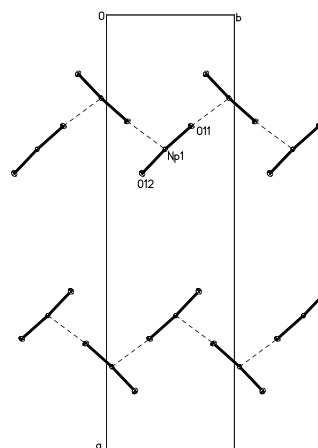


Рис. 2

## СИНТЕЗ, СТРОЕНИЕ И СОСТОЯНИЕ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ УРАНАТОВ 4f-ПЕРЕХОДНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Н.Г. Черноруков, О.В. Нипрук, К.А. Чаплиёва, М.О. Бахметьев

*Нижегородский государственный университет им.Н.И.Лобачевского,  
Нижний Новгород, Kseniyachaplieva@yandex.ru*

В представленной работе получены и исследованы неизвестные ранее уранаты 4f-переходных элементов. Актуальность изучения подобных соединений обусловлена тем, что РЗЭ входят в число основных продуктов деления урана в результате его облучения в ядерном реакторе и сопутствуют ему на различных стадиях ядерного топливного цикла.

При взаимодействии скупита  $UO_3 \cdot 2.25H_2O$  с водными растворами  $M^{III}(NO_3)_3$  в гидротермальных условиях ( $200^\circ C$ ) в зависимости от кислотности среды и вида участвующего в реакции РЗЭ могут быть получены соединения различного состава. Триуранаты состава  $M^{III}[(UO_2)_3O_{3.5}(OH)_2] \cdot 5H_2O$  ( $M^{III} - La, Ce, Pr, Nd$ ) кристаллизуются в слабокислой среде, гексауранаты с общей формулой  $M^{III}[(UO_2)_6O_{4.5}(OH)_6] \cdot 7H_2O$  ( $M^{III} - Nd, Sm, Eu, Gd, Dy$ ) могут быть получены в нейтральной среде. В слабощелочной среде Dy и следующие за ним РЗЭ, включая Y, образуют безводные диуранаты состава  $M^{III}U_2O_{7.5}$ .

Исследование соединений методами рентгенографии, рентгенофлуоресцентной спектроскопии, ИК-спектроскопии, термогравиметрии, ДСК позволили установить состав и строение полученных соединений. Кристаллогидраты три- и гексауранатов образованы отрицательно заряженными слоями  $[(UO_2)_k O_m (OH)_n]_{2\infty}^{\delta-}$ , которые объединяются в трехмерную структуру посредством катионных форм  $M^{III}$  и молекул  $H_2O$ . В безводных диуранатах реализуется каркасный тип кристаллической решетки.

Все исследуемые соединения проявляют высокую устойчивость и сохраняют свою структуру при контакте с водными растворами в широком интервале кислотности при pH от 3 до 9-12. За пределами установленных интервалов существования их структура разрушается вследствие аморфизации или образования таких соединений вторичного происхождения, как  $Na_2U_2O_7$ ,  $M^{III}(OH)_3$ . Зависимость растворимости уранатов 4f-переходных элементов от pH среды имеет аналогичный параболический вид с минимумом, который наблюдается в нейтральной и слабощелочной среде.



**МЕЧЕННЫЕ ТРИТИЕМ НАНОАЛМАЗЫ В ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ И БИОХИМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ**

**М.Г. Чернышева, Г.А. Бадун**

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,  
Москва, E-mail: masha.chernysheva@gmail.com*

Введение трития в детонационные наноалмазы (ДНА) как радиоактивного индикатора облегчает определение их содержания в самых разных объектах, включая как модельные системы, так и живые организмы. Показано, что эффективным способом введения трития в ДНА является метод термической активации [1]. Результат взаимодействия атомарного трития с ДНА зависит от ряда параметров процесса, в том числе от энергетических характеристик потока атомов, бомбардирующих мишень. Было обнаружено, что на эффективность связывания трития влияет химический состав поверхности ДНА и размер их агрегатов в водной суспензии, из которой готовят мишень. Эти факторы необходимо учитывать при планировании эксперимента по введению трития. С другой стороны, если проводить обработку атомами трития в неких стандартных условиях, то удельная радиоактивность меченых ДНА является определенной характеристикой состава их поверхностных групп. В докладе обсуждаются найденные корреляции между радиоактивностью ДНА и свойствами их поверхности.

Было показано, что после удаления трития из лабильных положений удельная радиоактивность ДНА составляет от 1 до 10 ГБк/мг, что вполне достаточно для проведения физико-химических и биохимических экспериментов. В докладе рассматриваются примеры использования меченных тритием наноалмазов для исследования их поведения в системе жидкость-жидкость [2], распределения в композиционных материалах, связывания с клетками [3] и микроорганизмами, а также биораспределения в высших растениях [4] и лабораторных животных.

Работа выполнена при поддержке РФФИ № 17-03-00985-а.

- [1]. Badun G.A., Chernysheva M.G., Yakovlev R.Yu., Leonidov N.B., Semenenko M.N., Lisichkin G.V. // *Radiochimica Acta*. 102 (2014) 941–946.
- [2]. Myasnikov I.Yu., Soboleva O.A., Chernysheva M.G., Badun G.A. // *Mendeleev Comm.* 26 (2016) 293–294.
- [3]. Chernysheva M.G., Melik-Nubarov N.S., Grozdova I.D., Myasnikov I.Yu., Tashlitsky V.N., Badun G.A. // *Mendeleev Comm.* 27 (2017) 421–423.
- [4]. Chernysheva M.G., Myasnikov I.Yu., Badun G.A., Matorin D.N., Gabbasova D.T., Konstantinov A.I., Korobkov V.I., Kulikova N.A. // *J. Soils Sediments* 18 (2018) 1335–1346.

## РАДИОХИМИЧЕСКИЙ ПОДХОД В ИССЛЕДОВАНИИ ВЛИЯНИЯ АНИОНОВ ГОФМЕЙСТЕРА НА ПОВЕДЕНИЕ ЛИЗОЦИМА В СИСТЕМЕ ВОДА-КСИЛОЛ

**М.Г. Чернышева, П.С. Белозеров, А.В. Шнитко, Г.А. Бадун**

*Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
Москва, E-mail: masha.chernysheva@gmail.com*

Для определения влияния галогенид-аниона на распределение лизоцима в системе водный раствор – ксилол использовали меченный тритием лизоцим, полученный с помощью метода термической активации трития и очищенного с помощью эксклюзионной ВЭЖХ. Исследования проводили для галогенид-ионов ( $F^-$ ,  $Cl^-$ ,  $Br^-$ ), для поддержания pH раствора использовали фосфатный буфер (pH  $7,3 \pm 0,1$ ). Во всех экспериментах концентрация фосфат-ионов в растворе была постоянна и составляла 0,01 М. В радиохимическом эксперименте использовали концентрацию галогенид-ионов равную 0,15 М, а при проведении спектроскопических анализов ее изменяли от 0,015 до 0,2 М.

Радиохимический эксперимент проводили с помощью жидкостной сцинтилляционной спектрометрии трития в варианте сцинтиллирующей фазы. К водному раствору меченного тритием лизоцима добавляли сцинтилляционную жидкость на основе ксилола, выдерживали 2 суток до достижения равновесия и измеряли скорость счета в двухфазной системе и аликвоте органической фазы. Из полученных данных рассчитывали концентрацию лизоцима в органической фазе и в поверхностном слое на границе жидкость-жидкость. Найдено, что коэффициент распределения лизоцима между водной фазой и ксилолом возрастает в полтора раза в присутствии 0,15 М галогенид-ионов в ряду  $Cl^- < Br^- \approx F^-$ . При этом его адсорбция на межфазной границе жидкость-жидкость мало меняется.

Для установления влияния электролита на структуру лизоцима провели флуоресцентный анализ водных растворов белка. Показано, что для всех электролитов интенсивность флуоресценции снижается с увеличением концентрации соли в растворе. При сравнении интенсивностей флуоресценции в присутствии разных галогенид-ионов при одной и той же концентрации обнаружено снижение интенсивности сигнала в ряду:  $F^- > Br^- \geq Cl^-$ . Таким образом, показано, что добавка электролита приводит к разной степени рефолдинга лизоцима, что уменьшает коэффициент распределения между ксилолом и водой, но не влияет на адсорбцию белка на границе раздела жидкость-жидкость.

## НОВЫЕ АКРИЛАТНЫЕ КОМПЛЕКСЫ УРАНИЛА С ЛАНТАНИДАМИ

О.А. Чехомова<sup>1)</sup>, Д.В. Пушкин<sup>1)</sup>, В.В. Клепов<sup>1)</sup>, А.В. Вологжанина<sup>2)</sup>,  
В.Н. Сережкин<sup>1)</sup>, Л.Б. Сережкина<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – Самарский национальный исследовательский университет имени академика С.П. Королева (Самарский Университет), Самара

<sup>2)</sup> – Институт элементоорганических соединений им. А.Н. Несмеянова,  
Москва  
*seolga169@gmail.com*

В рамках проводимого нами исследования строения акрилатных комплексов уранила были синтезированы и структурно изучены акрилатоуранилаты  $[M(CH_2CHCOO)_2(H_2O)_3][UO_2(CH_2CHCOO)_3]$  ( $M = Nd^{3+}$  (**1**) или  $Sm^{3+}$  (**2**)).

Соединения **1** и **2** были получены методом изотермического испарения водных растворов, содержащих оксид урана, акриловую кислоту и карбонаты неодима или самария в мольном соотношении 2:16:1. Полученные акрилаты уранила были исследованы методами ИК спектроскопии, рентгенофлуоресцентного и рентгеноструктурного анализов. Соединения **1** и **2** изоструктурны и состоят из цепей состава  $[M(CH_2CHCOO)_2(H_2O)_3]^+$  ( $M = Nd$  или  $Sm$ ), в которых атомы водорода молекул воды связаны с атомами кислорода акрилат-анионов уранилатных комплексов  $[UO_2(CH_2CHCOO)_3]^-$ , находящихся между цепями. Атомы уранов в обоих соединениях образуют координационные полиэдры в форме гексагональных бипирамид  $UO_2O_6$ , в аксиальных позициях которых находятся атомы кислорода иона уранила, а в экваториальных – атомы кислорода акрилат-анионов. Атомы урана координируют по три акрилат-аниона, играющих роль бидентатно-циклических лигандов, с типом координации  $B^{01}$  (обозначение типов координации дано в соответствии с [1]). Каждый атом лантанида в структурах **1** и **2** окружен девятью атомами кислорода, шесть из которых принадлежат акрилат-ионам (тип координации  $B^{11}$ ), а три – молекулам воды. Таким образом, полученным соединениям отвечает кристаллохимическая формула  $AB^{11}_2M^{13} \times A'B^{01}_3$ , где  $A = Nd^{3+}$  или  $Sm^{3+}$ ;  $A' = UO_2^{2+}$ ;  $B^{11}$  или  $B^{01} = CH_2CHCOO^-$ ;  $M^1 = H_2O$ .

[1]. Serezhkin V.N., Vologzhanina A.V., Serezhkina L.B., et al. // Acta Crystallographica. 2009. V. B65. № 1. P. 45.

## ОКИСЛЕНИЕ НЕПТУНИЯ(V) ТРИОКСИДОМ КСЕНОНА В РАСТВОРЕ ХЛОРНОЙ КИСЛОТЫ

В.П. Шилов, А.В. Гоголев, А.М. Федосеев

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н.Фrumкина РАН,  
Москва, E-mail ShilovV@ipc/rssi.ru*

Спектрофотометрическим методом изучено окисление нептуния(V) триоксидом ксенона в растворе 0.5 – 1.4 моль/л HClO<sub>4</sub>. Скорость реакции описывается уравнением  $-d[\text{Np(V)}]/dt = k[\text{Np(V)}][\text{XeO}_3]$ , где  $k = 4.55 \cdot 10^{-3}$  л/(моль·с) в растворе 1 моль/л HClO<sub>4</sub> при 92<sup>o</sup>C. Энергия активации близка к 92 кДж/моль.

Активированный комплекс образуется при контакте NpO<sub>2</sub><sup>+</sup> и XeO<sub>3</sub> без участия ионов H<sup>+</sup>. Активированный комплекс превращается в NpO<sub>2</sub><sup>2+</sup> и продукты – OH, Xe, O<sub>2</sub>. Радикал OH окисляет Np(V).

Добавки на уровне ммоль/л Cu<sup>2+</sup>, Ni<sup>2+</sup>, Mn<sup>2+</sup> не оказывают влияния на реакцию нептуния(V) с триоксидом ксенона. Примеси Co<sup>2+</sup> и особенно Fe<sup>3+</sup> ускоряют окисление нептуния(V)..

Установлено, что в растворе 1 моль/л хлорной кислоты XeO<sub>3</sub> образует довольно устойчивый комплекс с Np<sup>4+</sup>, в то же время комплексообразование с NpO<sub>2</sub><sup>+</sup> не наблюдается.

## ОКИСЛЕНИЕ Pu(IV) ДО Pu(VI) В РАСТВОРЕ ХЛОРНОЙ КИСЛОТЫ СМЕСЬЮ XeO<sub>3</sub> + H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>

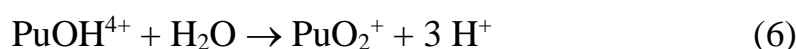
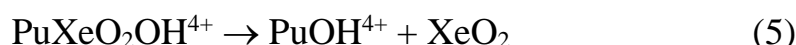
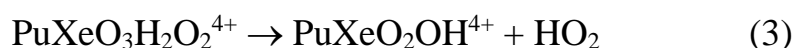
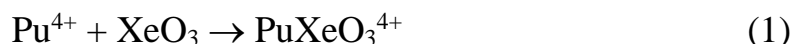
В.П. Шилов, А.В. Гоголев, А.М. Федосеев

*Институт физической химии и электрохимии имени А.Н.Фрумкина  
РАН, Москва, E-mail ShilovV@ipc.rssi.ru*

XeO<sub>3</sub> является сильным окислителем, подобным озону. Однако он практически не взаимодействует с Pu(IV), хотя с умеренной скоростью переводит Pu(III) в Pu(IV). Известно, что Np(V), не реагирующий при комнатной температуре с XeO<sub>3</sub>, может быть окислен смесью XeO<sub>3</sub> + H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>. Эта система была использована для окисления Pu(IV).

В кварцевую кювету помещали раствор 3 ммоль/л <sup>239</sup>Pu(IV) в 3.9 моль/л HClO<sub>4</sub>, вносили аликвоты раствора XeO<sub>3</sub> и раствора H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>. После этого начиналось медленное окисление Pu(IV), что обнаруживалось по уменьшению оптического поглощения при 470 нм – Pu(IV) – и увеличению оптической плотности при 830 нм – Pu(VI). Период половинного превращения при 3.8 ммоль/ XeO<sub>3</sub> и 0.5 – 1.5 ммоль/л H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> (22 – 23<sup>0</sup>C). равен 190 мин. К концу процесса Δ[Pu(VI)]/[H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>] = 1.

При добавлении H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> имеет место образование смешанно-лигандных комплексов Pu(IV). Перенос атома водорода ведет к цепочке реакций



В растворе, содержащем 7 ммоль/л H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>, 25 ммоль/л Pu(IV), 5.4 ммоль/л XeO<sub>3</sub>, после внесения H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> до концентрации 0.4 ммоль/л не наблюдалось образование Pu(VI). Связано это с тем, что радикалы OH, возникающие в реакциях (4,7), реагируют с серной кислотой и бисульфат-ионами и образуют сульфатные радикалы, не способные окислить Pu(IV).

**ВЛИЯНИЕ ОКИСЛИТЕЛЬНОГО ПОТЕНЦИАЛА И ЗАРЯДА  
ИОНОВ f-ЭЛЕМЕНТОВ НА КИНЕТИКУ РЕАКЦИЙ С ИХ  
УЧАСТИЕМ**

**В.П. Шилов, А.В. Гоголев, А.М. Федосеев**

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н.Фrumкина РАН,  
Москва, ShilovV@ipc.rssi/ru*

Проанализированы экспериментальные данные по кинетике реакций ионов лантанидов и актинидов с ОН радикалами, гидратированными электронами, друг с другом и ионами d-элементов. Реакции с ОН протекают в кинетическом режиме, константы скорости не зависят от восстановительного потенциала иона в диапазоне от -1.55 до 2.6 В. Связано это с тем, что ОН радикал либо отрывает атом Н от молекулы Н<sub>2</sub>О в гидратной оболочке иона, либо занимает место в гидратной оболочке, а затем происходит перенос заряда. Окисление An<sup>4+</sup> совершается через возникновение An<sup>5+</sup> с последующим гидролизом. Реакции с e<sub>aq</sub><sup>-</sup> контролируются диффузией вплоть до потенциала ионов -2.0 В. Реакции e<sub>aq</sub><sup>-</sup> с An<sup>4+</sup>, AnO<sub>2</sub><sup>+</sup> и AnO<sub>2</sub><sup>2+</sup>, протекают по туннельному механизму.

Взаимодействие ионов друг с другом происходит в кинетическом режиме. Константы скорости однотипных реакций зависят от ΔE реакции и заряда ионов. Закономерность нарушается при образовании катион-катионных комплексов AnO<sub>2</sub><sup>+</sup> с An<sup>4+</sup>.

Ионы, чьи потенциалы выходят за рамки устойчивости Н<sub>2</sub>О, не стабильны в водных растворах. Аква – ионы образуют димеры из термически возбужденного и невозбужденного иона. В случае сильных окислителей от димеров отщепляется Н<sub>2</sub>О<sub>2</sub>, в случае восстановителей от димеров отделяется Н<sub>2</sub>.

Устойчивость семивалентных d- и f- ионов в щелочных растворах уменьшается с ростом потенциала при одинаковом заряде или снижением заряда при одинаковом потенциале.

## СИНТЕЗ И СТРОЕНИЕ НОВЫХ МЕТАКРИЛАТОУРАНИЛАТОВ ДВУХВАЛЕНТНЫХ КАТИОНОВ

Н.А. Шимин<sup>1)</sup>, М.С. Григорьев<sup>2)</sup>, Л.Б. Серезкина<sup>1)</sup>, В.Н. Серезкин<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – Самарский национальный исследовательский университет  
имени академика С.П. Королева, Самара, Россия

<sup>2)</sup> – Институт физической химии и электрохимии им. Фрумкина,  
Москва, Россия

*E-mail: shiminikita.su@gmail.com*

В рамках проводимого нами исследования строения метакрилатных комплексов уранила синтезированы и изучены три новых соединения составов  $[\text{Ca}(\text{H}_2\text{O})_2][\text{UO}_2(\text{CH}_2\text{C}(\text{CH}_3)\text{COO})_3]_2$  (**I**),  $[\text{Co}(\text{H}_2\text{O})_6][\text{UO}_2(\text{CH}_2\text{C}(\text{CH}_3)\text{COO})_3]_2 \cdot 14\text{H}_2\text{O}$  (**II**) и  $\text{PbUO}_2(\text{CH}_2\text{C}(\text{CH}_3)\text{COO})_4$  (**III**) ( $\text{CH}_2\text{C}(\text{CH}_3)\text{COO}^- = \text{macr}^-$ ). Синтез метакрилатоуранилатов затруднен предрасположенностью метакриловой кислоты на свету к быстрой и необратимой полимеризации. Комплексы **I** - **III** были получены взаимодействием оксида кальция (**I**) (0.7 ммоль, 0.039 г.), оксида кобальта (**II**) (0.7 ммоль, 0.041 г.) или оксида свинца (**III**) (0.7 ммоль, 0.156 г) с оксидом урана(VI) (0.35 ммоль, 0.1 г) в водной среде с избытком метакриловой кислоты (5.6 ммоль, 0.482 г) при мольном соотношении реагентов 2 : 1 : 16. Навеску оксида двухвалентного металла растворяли в водно-метакриловой среде, куда затем добавляли навеску оксида урана. Полученный раствор оставляли для изотермического испарения при комнатной температуре.

Структура полученных кристаллов определена методом рентгеноструктурного анализа. Координационные числа атомов рассчитаны при помощи метода пересекающихся сфер [1]. Координационными полиэдрами (**КП**) атомов урана в структурах **I** и **II** являются гексагональные бипирамиды  $\text{UO}_8$ . Атомы Са и Со в структурах **I** и **II** образуют **КП** тетраэдрической и октаэдрической формы соответственно. **КП** атома урана в структуре **III** имеет вид пентагональной бипирамиды  $\text{UO}_7$ .

Проведен анализ ИК спектров полученных соединений.

[1]. Серезкин В.Н., Михайлов Ю.Н., Буслаев Ю.А. // Журн. неорган. химии. 1997. Т. 42. № 12. С. 2036.

## ТРИТИЕВЫЙ ЗОНД В ИССЛЕДОВАНИИ СВОЙСТВ СИСТЕМЫ ЛИЗОЦИМ—НЕИОНОГЕННОЕ ПАВ

А.В. Шнитко, М.Г. Чернышева, О.А. Соболева, И.Л. Маркович,  
А.Л. Ксенофонтов, Г.А. Бадун

*Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
Москва, E-mail: alshnit@mail.ru, masha.chernysheva@gmail.com*

Использование метода тритиевого зонда является перспективным для исследования структурной организации адсорбционных слоев глобулярных белков и их комплексов с поверхностно-активными веществами (ПАВ). Метод включает два подхода: изучение методом сцинтиллирующей фазы конкурентной адсорбции меченных тритием веществ на границе раздела жидкость-жидкость; обработку атомарным тритием адсорбционных слоев белка или смесей белка с ПАВ с последующим анализом распределения трития по аминокислотным остаткам; построение модели адсорбционного слоя по совокупности полученных экспериментальных данных с привлечением компьютерного моделирования.

В настоящей работе исследовано влияние неионогенных ПАВ (НПАВ) на коллоидно-химические свойства лизоцима в водных растворах. Использовали блоксополимеры пропиленоксида (ПО) и этиленоксида (ЭО) состава  $\text{ЭО}_a\text{ПО}_b\text{ЭО}_a$  (плюроники) и полиоксиэтиленлауриловый эфир Бридж-35.

С помощью метода сцинтиллирующей фазы показано, что НПАВ вытесняют лизоцим из межфазного слоя на границе раздела фаз водный раствор-ксилол, но не влияют на его коэффициент распределения между водной и органической фазами. Определен состав адсорбционных слоев, образованных молекулами белка и НПАВ на этой межфазной границе, и рассчитаны параметры межмолекулярного взаимодействия. Полученные результаты позволили определить состав адсорбционного слоя, образованного на границе вода-воздух. Показано, что образование гидрофильных комплексов между лизоцимом и НПАВ посредством гидрофобных взаимодействий происходит при концентрации НПАВ много меньше ККМ.

Из распределения трития по аминокислотным остаткам лизоцима следует, что в составе адсорбционного слоя с молекулами НПАВ белок ориентирован перпендикулярно границе раздела фаз. На основе полученных данных предложена модель смешанного адсорбционного слоя лизоцим-НПАВ.



**ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ  
СВЕРХТЯЖЕЛЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В РАМКАХ РЕЛЯТИВИСТСКОЙ  
ТЕОРИИ ФУНКЦИОНАЛА ПЛОТНОСТИ**

**Ю.А. Демидов**

*Петербургский институт ядерной физики им. Б.П. Константинова,  
г. Гатчина, iurii.demidov@gmail.com*

В докладе представлен обзор результатов и перспектив моделирования электронной структуры соединений и химических свойств сверхтяжелых элементов (СТЭ) из предполагаемой области острова стабильности. В настоящее время химическая идентификация СТЭ осуществляется в основном методами термохромотографии на поверхности золота. С использованием данного метода успешно исследованы свойства СТЭ с порядковыми номерами 112 (Cn) и 114 (Fl). Недавно выполнены первые эксперименты по исследованию химических свойств 113 элемента (E113, теперь получившим название нихоний). Релятивистские эффекты в атомах СТЭ могут оказаться настолько сильными, что приводят к качественным отличиям их свойств от свойств легких гомологов. В докладе обсуждается технология прогнозирования характеристик адсорбции единичных атомов СТЭ на различных поверхностях и оценки энтальпии адсорбции ряда СТЭ с поверхности золота и особенности моделирования адсорбции СТЭ на неметаллических поверхностях. Расчеты выполнены в рамках релятивистской теории функционала плотности с использованием модели прецизионных двухкомпонентных псевдопотенциалов атомных остовов.

На основании полученных результатов исследуются особенности изменения химических свойств элементов в пределах групп периодической таблицы Д.И. Менделеева при переходе к СТЭ от их ближайших гомологов. Продемонстрирован сложный и внешне иррегулярный характер изменения свойств элементов в конце 12 и 13 групп, который можно связать с различием релятивистских эффектов для s- и d-подоболочек и быстрым нарастанием роли d-оболочек в образовании химической связи. Полученные результаты подтверждают специфическую для седьмого периода «субпериодическую» структуру.

Расчёты выполнены на многоцелевом вычислительном комплексе НИЦ «Курчатовский институт».

## **2. МЕТОДЫ РАЗДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ**



**ИЗУЧЕНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СОЕДИНЕНИЙ МАРГАНЦА В  
ОТКРЫТОМ БАССЕЙНЕ-ХРАНИЛИЩЕ ЖИДКИХ  
РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И ВОЗМОЖНОСТИ ИХ  
УДЕРЖАНИЯ В ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЯХ**

**Е.Н. Адашинская, М.В. Бурдин, Н.М. Крючек**

***ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Красноярский край,  
atomlink@mcc.krasnoyarsk.su***

Открытый бассейн-хранилище радиоактивных отходов предназначен для приема, выдержки и усреднения нормативно-чистых промышленных стоков ФГУП «ГХК», охлаждающих вод, а также сточных вод спец. прачечной. За время эксплуатации в бассейне накопилось около 6,5 тыс. м<sup>3</sup> донных осадков. В зависимости от условий донные отложения могут являться либо аккумулятором химических соединений, либо источником их поступления в водную фазу.

При изучении состава донных отложений было зафиксировано накопление соединений марганца. Марганец, являющийся поливалентным металлом, при консервации бассейна может переходить в растворимые формы и загрязнять грунтовые воды. Собранные статистические данные за несколько лет показали, что концентрация марганца в водной фазе бассейна подвержена сезонным колебаниям. Максимальные концентрации были выявлены в зимний период. Исследованы пути поступления соединений марганца и изучено их распределение по акватории бассейна. Максимальная концентрация Mn в пересчете на сухой ил – 0,55 мг/г была определена в месте поступления сбросных вод в бассейн. Исследованы факторы, влияющие на переход марганца из илов в водную фазу. Изменение рН среды с 6,5 до 1,0 увеличило степень выхода марганца из илов в водную фазу на 30 %. Эксперименты по окислению, восстановлению, карбонизации и флокуляции марганца подтвердили, что в бассейне-хранилище Mn находится не только в различных степенях окисления, но и входит в состав разнообразных неорганических и органических соединений, которые могут быть истинно растворенными, коллоидно-дисперсными или входить в состав минеральных и органических взвесей. Для предотвращения выхода соединений марганца из донных отложений бассейна-хранилища радиоактивных отходов в водную фазу, где существует сложное равновесие между водной фазой и донными отложениями, нельзя использовать общеизвестные методы деманганаии.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА СОРБЦИИ АМЕРИЦИЯ ИЗ  
МОДЕЛЬНЫХ РАСТВОРОВ ЖРО С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ  
МОДИФИЦИРОВАННЫХ ТВЭКС ТОДГА**

**А.В. Ананьев, Н.В. Клочкова, Н.Ю. Позднякова, А.А. Савельев**

*АО «Ведущий научно-исследовательский институт химической  
технологии», Москва, Zelentchev@mail.ru*

В процессе выполнения работы впервые в контуре Госкорпорации «Росатом» синтезированы модифицированные ТВЭКС ТОДГА из отечественного сырья для сорбции урана, америция и РЗЭ из азотнокислых растворов.

Определены кинетические параметры сорбции урана и америция из слабокислых, высоко солевых азотнокислых ( $\text{pH} \sim 3,4$ ) модельных растворов ЖРО, содержащих  $\text{U} \sim 1$  г/л,  $\text{Am-241} \sim 0,04$  мг/л и  $\text{NaNO}_3$  100 г/л или  $\text{NaNO}_3$  10 г/л, на трех модифицированных образцах, синтезированных в АО «ВНИИХТ», и одном аналоге продажного образца ТВЭКС ТОДГА фирмы Axion. Определено, что время выхода на равновесие у всех исследованных образцов по америцию практически одинаковое и составляет порядка 240 минут, а равновесная концентрация урана достигается во всех образцах ТВЭКСа примерно через 800 мин.

Выявлен эффект высаливания при экстракции урана и америция из солевых растворов. Наиболее высокие коэффициенты распределения при сорбции как урана, так и америция наблюдаются для раствора, содержащего 100 г/л  $\text{NaNO}_3$ , хотя для урана данный эффект выражен намного меньше, чем для америция.

Проведена работа по сравнительному анализу сорбционных характеристик синтезированных в АО «ВНИИХТ» модифицированных образцов ТВЭКС ТОДГА с оригинальным образцом ТВЭКС ТОДГА фирмы Axion и выявлен наиболее перспективный сорбент – модифицированный образец №7. Его коэффициент распределения превышает коэффициент распределения оригинального образца фирмы Axion в 1,5 раза, а коэффициент разделения пары  $\text{Am/U}$  для образца №7 выше, чем у образца фирмы Axion более чем в 2 раза.

При определении параметров десорбции урана и америция с использованием наиболее перспективного модифицированного образца ТВЭКС ТОДГА достигнуто практически полное разделение пары  $\text{Am/U}$ .

**ИЗБИРАТЕЛЬНОЕ ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ  
ВЫДЕЛЕНИЕ ТОРИЯ, УРАНА, НЕПТУНИЯ, ПЛУТОНИЯ,  
АМЕРИЦИЯ ИЗ РАСТВОРОВ ПРИ АНАЛИЗЕ ОБЪЕКТОВ  
ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ И БИОСУБСТРАТОВ**

**М.В. Астафурова<sup>1)</sup>, Л.Э. Карл<sup>2)</sup>, В.И. Астафуров<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – НИУ ВШЭ, Москва, [astafurova.maria@mail.ru](mailto:astafurova.maria@mail.ru)*

*<sup>2)</sup> – ФГУП НТЦ РХБГ ФМБА России, Москва, [lidiakarl@yandex.ru](mailto:lidiakarl@yandex.ru)*

Экстракционная хроматография является одним из наиболее эффективных методов концентрирования, выделения и очистки актинидных элементов при анализе объектов окружающей среды (ООС) и биосубстратов (БС) [1]. В настоящей работе на основе массива данных о коэффициентах распределения элементов в различных экстракционных системах [2] разработаны методики избирательного экстракционно-хроматографического выделения тория, урана, нептуния, плутония, америция из азотнокислых и солянокислых растворов, получаемых после обработки проб ООС и БС. Для выделения актинидных элементов использованы экстрагенты: триоктиламин (ТОА), нитрат метилтриоктиламония (ТОМАН), нитрат аллилтриалкил(C<sub>7</sub>-C<sub>9</sub>)аммония (ТААЛАН), трибутилфосфат (ТБФ), триизоамилфосфат (ТИАФ), триоктилфосфиноксид, ди(2-этилгексил)фосфорная кислота (Д2ЭГФК), бутилизооктилоксиметилефосфоновая кислота (БИОМФК).

При экстракции U(VI) из 2 М HCl, Np(IV) из 0,5-2 М HNO<sub>3</sub> ТААЛАН имеет преимущества перед ТОМАН и ТОА. Замена ТБФ на ТИАФ повышает рабочий ресурс хроматографической колонки. Экстрагент БИОМФК, по сравнению с Д2ЭГФК, позволяет проводить процесс выделения америция при более высокой кислотности.

Разработанные схемы выделения использованы для хромато-радиометрического определения плутония в пробах с повышенным содержанием высокоактивных изотопов урана и тория; нептуния в пробах с преобладающей альфа-активностью урана; америция в пробах с преобладающей альфа-активностью урана и плутония.

Работа является развитием исследования [2].

[1]. Экстракционная хроматография / под ред. Т. Брауна и Г. Герсини, пер. с англ. – М.: Мир, 1978. – 632 с.

[2]. Астафурова М.В. Коэффициенты распределения тория, урана, нептуния, плутония в экстракционных системах, используемых в аналитическом контроле объектов окружающей среды // VIII Российская конф. по радиохимии: тезисы докладов. – Железногорск, 2015. С. 99.

**ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА РАДИОАКТИВНЫХ ИНДИКАТОРОВ  
ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ КИНЕТИКИ ЭКСТРАКЦИИ ЛАНТАНОИДОВ  
ЭКСТРАГЕНТОМ НА ОСНОВЕ P507**

**М.А. Афонин, В.В. Прояев**

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт  
(технический университет), [afonin1@technolog.edu.ru](mailto:afonin1@technolog.edu.ru)*

Экстрагент P507 на основе моно-2-этилгексилового эфира 2-этилгексил-фосфоновой кислоты (ЕНЕНРА) используется для извлечения и разделения редкоземельных элементов (РЗЭ) цериевой подгруппы [1,2]. С целью определения порядка скорости экстракции РЗЭ исследована кинетика экстракции европия экстрагентом P507 из хлоридной среды.

Коэффициенты распределения европия определяли методом радиоактивных индикаторов ( $^{152}\text{Eu}$ ) с использованием радиометрической установки РАДЭК с пересчетным устройством ПС-2000 и блоком детектирования бета-излучения БДЕБ-60. Применение метода радиоактивных индикаторов привело к значительному сокращению затрат времени и реагентов на решение поставленной задачи.

Получены значения констант скорости реакции экстракции европия экстрагентом P-507 в интервале концентраций экстрагента 7,5 - 15 масс. % в растворителе изопар-л и европия  $10^{-6}$  -  $0,08$  моль·дм $^{-3}$ . Впервые установлено, что порядок реакции экстракции первый по отношению к концентрации экстрагента и первый по отношению к концентрации металла, что согласуется с литературными данными [3].

Полученные экспериментальные данные использованы для оптимизации экстракционных каскадов для получения индивидуальных редкоземельных элементов цериевой подгруппы экстрагентом на основе P507.

[1]. Zhang, J. Separation Hydrometallurgy of Rare Earth Elements / J. Zhang, Z. Baodong, B. Schreiner. Springer International Publishing: Imprint: Springer, 2016, 259 p.

[2]. Xie F., Zhang T., Dreisinger D., Doyle F. A critical review on solvent extraction of rare earths from aqueous solutions // Minerals Engineering. 2014. V. 56. P. 10–28.

[3]. Sun, D. The rule of transition of extraction kinetics behavior of rare earth elements with HEH(ENP). Acta Chimica Sinica, 1994, V.52, P. 1095–1099.

**ФОСФОРИЛПОДАНДЫ КИСЛОТНОГО ТИПА КАК  
ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ЭКСТРАГЕНТЫ ДЛЯ СЕЛЕКТИВНОГО  
РАЗДЕЛЕНИЯ УРАНА, ТОРИЯ И РЗЭ**

**В.Е. Баулин<sup>1,2)</sup>, О.В. Коваленко<sup>1)</sup>, Д.В. Баулин<sup>1)</sup>, А.М. Сафиулина<sup>3)</sup>,  
Д.В. Иванец<sup>4)</sup>, Е.М. Кудрявцев<sup>5)</sup>, А.Ю. Цивадзе<sup>1)</sup>**

*1) – Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
РАН, 119991, Ленинский проспект 31/4 г. Москва, Россия.*

*2) – Институт физиологически активных веществ РАН, 142432  
г. Черноголовка, Северный проезд 1, Россия email: mager1988@gmail.com*

*3) – АО "Высокотехнологический научно-исследовательский институт  
неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара" 123098  
Москва, ул. Рогова, 5а. Россия*

*4) – Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»,  
119017 г. Москва, ул. Большая Ордынка, 24, Россия*

*5) – Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»  
115409 Москва, Каширское ш., 31, Россия*

Методом жидкостной экстракции и экстракционной хроматографии исследованы закономерности извлечения U(VI), Th(IV) и РЗЭ(III) фосфорилподандами (ФП) кислотного типа, с различной длиной полиэфирной цепи и строением концевой группы. Впервые изучена экстракция U(VI), Th(IV) и La(III) из азотнокислых растворов ФП в 1,2-дихлорэтан и бинарными экстрагентами (БЭ), полученными на основе стехиометрических смесей ФП и триоктиламина. Установлено, что ряд БЭ извлекает Th(IV) из растворов, содержащих как U(VI), так и La(III), с фактором разделения более 100. На основе полимера стирола с дивинилбензолом марки LPS-500 и, как индивидуальных ФП, так БЭ получен ряд сорбентов импрегнированного типа. Исследована сорбция U(VI), Th(IV), и РЗЭ(III) из HNO<sub>3</sub> в статическом и динамическом режимах. Значения статической обменной емкости (СОЕ, мг/г) сорбента составила 11,36 мг/г, для урана(VI) – 8,75 мг/г, для неодима(III) – 2,48 мг/г. Определены значения коэффициентов распределения и условия сорбции и десорбции La(III), Eu(III) и Ho(III) в динамическом режиме, доказывающие возможность селективного разделения этих элементов в динамическом режиме. Проведено сравнительное исследование извлечения La(III), Eu(III) и Ho(III) полученными сорбентами с их аналогами, изготовленными на основе Д2ЭГФК и карбоксилсодержащих подандов.

*Работа выполнена при частичной финансовой поддержке программы фундаментальных исследований Президиума РАН №34П.*



## ОПТИМИЗАЦИЯ ПАРАМЕТРОВ МОДЕЛИ СОРБЦИИ ЕВРОПИЯ НА ПОВЕРХНОСТИ ГЕТИТА

**Ц.Д. Блинов<sup>1)</sup>, К.А. Болдырев<sup>1)</sup>, Ю.М. Неволин<sup>2)</sup>,  
А.Ю. Романчук<sup>2)</sup>, В.С. Свительман<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – ИБРАЭ РАН, Москва, [blinov@ibrae.ac.ru](mailto:blinov@ibrae.ac.ru)

<sup>2)</sup> – МГУ, Москва, [romanchuk.anna@gmail.com](mailto:romanchuk.anna@gmail.com)

Данная работа посвящена усовершенствованию методологии моделирования процессов сорбции радионуклидов на минеральных поверхностях путем применения современных алгоритмов оптимизации для автоматического подбора параметров. Подход позволяет уменьшить неопределенности, связанные с параметризацией сорбционных процессов, и обеспечить более достоверную оценку функций безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов и объектов ядерного наследия.

В работе описывается неэлектростатическая модель сорбции европия (важен как аналог активных нуклидов) на поверхности гетита (минерал железа, продукт коррозии стальных конструкций) с центрами с высоким и низким сродством к сорбции, реализованная в программном коде PHREEQC<sup>0</sup>. Валидация модели осуществлялась по экспериментальным кривым сорбции в зависимости от pH для различных начальных концентраций европия и соотношений раствор/сорбент и изотермам сорбции для различных значений pH. Константы равновесия реакций и концентрации сильных/слабых сорбционных центров подбирались сначала вручную, а затем – автоматически методом роя частиц (PSO)<sup>0</sup>, входящим в состав программного кода MOUSE, разрабатываемого в ИБРАЭ РАН<sup>0</sup>.

Реализованный подход может быть применен к широкому спектру численных (например, химических, геологических, тепловых) моделей, используемых в обосновании безопасности.

[1]. D.L. Parkhurst, C. A. J. Appelo: User's guide to PHREEQC (Version 2). A computer program for speciation, batch-reaction, one-dimensional transport, and inverse geochemical calculations, 1999.

[2]. Poli, R., Kennedy, J. and Blackwell, T. (2007) Particle Swarm Optimization. Swarm Intelligence, 1, 33-57.

[3]. Савельева Е.А., Концепция программного комплекса для оценки неопределенности при обосновании безопасности пунктов захоронения РАО, Ядерная и радиационная безопасность, №4 (82), 2016.

**ОПТИМИЗАЦИЯ УСЛОВИЙ РАЗДЕЛЕНИЯ  
ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ, ПОЛУЧАЕМЫХ В  
ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЯХ ПЕРЕДАЧ**

**А.Ю. Бодров<sup>1,2)</sup>, Н.В. Аксенов<sup>1)</sup>, Г.А. Божиков<sup>1)</sup>, Ю.В. Альбин<sup>1)</sup>,  
С.Н. Дмитриев<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Лаборатория ядерных реакций им. Г.Н. Флерова, ОИЯИ, Дубна,*

*<sup>2)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова*

*[bodralex07@gmail.com](mailto:bodralex07@gmail.com)*

В последнее время возрос интерес к использованию реакций многонуклонных передач, как способу получения нейтронно-избыточных ядер трансплутониевых элементов [1].

Характерные особенности реакций передач делают невозможным использование физических сепараторов и позволяет использовать только радиохимические методы выделения и разделения тяжелых актинидов из продуктов ядерных реакций. Нами разработана методика выделения с последующим разделением на основе катионообменной хроматографии под давлением с  $\alpha$ -ОИБ с использованием радиоизотопов Ln (III) в качестве метчиков An(III). Проведен радиохимический анализ сборников в экспериментах по облучению мишеней  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{242, 244}\text{Pu}$  и  $^{249}\text{Bk}$  ускоренными ионами  $^{48}\text{Ca}$ . Показано, что в ходе облучения образуются долгоживущие нейтронно-избыточные изотопы  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{243}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ . Кроме того, можно предположить образование  $^{240}\text{Cm}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{245}\text{Cm}$ ,  $^{246}\text{Cm}$ ,  $^{248}\text{Cm}$ ,  $^{250}\text{Cm}$ ,  $^{247}\text{Bk}$ ,  $^{249}\text{Bk}$ ,  $^{248}\text{Cf}$ ,  $^{249}\text{Cf}$ ,  $^{250}\text{Cf}$ ,  $^{252}\text{Es}$  и короткоживущих изотопов указанных элементов с близкими массовыми числами, об образовании которых свидетельствует обнаружение продуктов их распада.

[1]. A. V. Karpov, V. V. Saiko; Phys. Rev. C. (2017) Vol. 96. P. 024618

## СПОСОБ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА $^{177}\text{Lu}$ БЕЗ НОСИТЕЛЯ

**П.П. Болдырев**, А.В. Курочкин, Д.Ю. Чувиллин,  
М.А. Прошин, **К.А. Маковеева**

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский Институт»  
Москва, ул. Академика Курчатова, д. 1, Россия  
E-mail: makoveeva\_ka@nrcki.ru*

Для терапии онкологических заболеваний все более широкое применение находят  $\beta$ -излучающие радионуклиды, это связано с их высокой ионизирующей способностью и малым пробегом  $\beta$ -частиц в биологических тканях. Одним из наиболее перспективных  $\beta$ -излучателей является  $^{177}\text{Lu}$ .

Производство  $^{177}\text{Lu}$  без носителя необходимого качества возможно при облучении  $^{176}\text{Yb}$  тепловыми нейтронами ( $^{176}\text{Yb}(n,\gamma)^{177}\text{Yb} \rightarrow ^{177}\text{Lu}$ ) и последующим радиохимическим (хроматография, экстракция, электрохимические методы) выделением  $^{177}\text{Lu}$  из мишени. Содержание  $^{176}\text{Yb}$  в природном иттербии небольшое – 2,59%, сечение взаимодействия с тепловыми нейтронами маленькое  $\sim 3$  барн, поэтому для производства  $^{177}\text{Lu}$  необходим высокообогащенный по  $^{176}$  изотопу иттербий.

В данной работе для выделения  $^{177}\text{Lu}$  авторы использовали метод контактного восстановления (цементация) Yb на натриевой амальгаме. Для цементации используется хлоридно-ацетатный раствор. Цементация проводится при перемешивании раствора и капельной подаче ртути, для регулирования pH в раствор вводится смесь кислот. Коэффициент очистки после четырех цементаций может достигать  $\sim 10^6$ .

После проведения цементаций для концентрирования  $^{177}\text{Lu}$  и очистки от примесей использовалась катионообменная хроматография.

Для получения  $^{177}\text{Lu}$  использовался иттербий, обогащенный по  $^{176}$  изотопу до 99,8%, полученный на электромагнитном сепараторе С-2 НИЦ Курчатовский институт. Облучение проводилось на реакторе ИР-8 НИЦ Курчатовский институт.

## ВЫДЕЛЕНИЕ $^{226}\text{Ra}$ ИЗ ВЫДЕРЖАННЫХ РАДИЕВЫХ ИСТОЧНИКОВ

П.С. Буткалюк<sup>1)</sup>, И.Л. Буткалюк<sup>1)</sup>, Р.А. Кузнецов<sup>2)</sup>, К.В. Ротманов<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, *orig@niiar.ru*

<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград

Успехи в области клинических испытаний альфа-излучающих радионуклидов медицинского назначения на основе  $^{213}\text{Bi}$ ,  $^{225}\text{Ac}$  и  $^{223}\text{Ra}$  возродили интерес к работам по облучению  $^{226}\text{Ra}$  нейтронами. Определенный интерес представляет использование для этих работ радия, извлеченного из источников ионизирующего излучения и радона. К настоящему времени срок эксплуатации большинства таких источников истек и они подлежат дорогостоящему захоронению как радиоактивные отходы.

В АО «ГНЦ НИИАР» проведен ряд экспериментов по выделению  $^{226}\text{Ra}$  из источников гамма-излучения, изготовленных в 1950х годах. Было переработано 11 источников различной конструкции с суммарным содержанием  $^{226}\text{Ra} \sim 0,75$  г. Из них 8 источников был упакованы в двухслойную оболочку, внутренняя часть которой представляла собой сплав Pt-Ir, внешняя часть – ампула из кварцевого стекла. Остальные 3 источника были упакованы в кварцевые ампулы внутри разборных пеналов из нержавеющей стали. Сведений о химическом составе активной части источников не сохранилось. Вскрытие кварцевых ампул проводилось путем раздавливания, специально разработанным для этих целей устройством. Во внутренних оболочках из Pt-Ir были сделаны пропилены до соприкосновения с активной частью. Растворение радия проводилось 8 М  $\text{HNO}_3$  при кипячении. В случае источников с внутренней оболочкой из Pt-Ir азотной кислотой извлекалось не более половины  $^{226}\text{Ra}$ . Для извлечения оставшегося  $^{226}\text{Ra}$  проводили многократное кипячение с царской водкой. Полученные растворы, кроме  $^{226}\text{Ra}$ , содержали макроколичества Pt, Ba, Ca, Fe, Cr, Ni, Si, Na, Cu, Al и других примесей. Для очистки от примесей проводили соосаждение  $^{226}\text{Ra}$  с нитратом свинца (II) из концентрированной азотной кислоты. Для тонкой очистки от свинца и щелочноземельных элементов использовали метод катионообменной хроматографии в присутствии ЭДТА. В докладе представлены характеристики выделенных препаратов  $^{226}\text{Ra}(\text{NO}_3)_2$

«Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 18-33-00145».

**ВЫДЕЛЕНИЕ И ОЧИСТКА ПРЕПАРАТОВ  $^{210}\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$  И  $^{212}\text{PbCl}_2$**

**П.С. Буткалюк<sup>1)</sup>, И.Л. Буткалюк<sup>1)</sup>, Р.А. Кузнецов<sup>2)</sup>, К.В. Ротманов<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, [orip@niiar.ru](mailto:orip@niiar.ru)*

*<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград*

В начале и середине XX века  $^{226}\text{Ra}$  активно применялся для изготовления источников ионизирующего излучения различного назначения. К настоящему времени срок эксплуатации большинства таких источников истек и они подлежат дорогостоящему захоронению. Альтернативой является использование содержащегося в них радия для реакторного получения  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228}\text{Th}$  и  $^{229}\text{Th}$ , применяемых в генераторах альфа-эмиттеров медицинского назначения. Помимо  $^{226}\text{Ra}$  из них можно выделить радионуклид  $^{210}\text{Pb}$ , который представляет определенный интерес для получения сверхтяжелых элементов и в качестве радиоактивного индикатора для научных экспериментов.

Радиевые источники, использованные для эксперимента, содержали 47,5 и 73,84 мг  $^{226}\text{Ra}$ , выдержанные в течение ~ 60 лет. После механического вскрытия оболочек из Pt-Ir сплава, проводилось растворение содержимого в 8 М азотной кислоте при кипячении. Из полученного раствора  $^{210}\text{Pb}$  извлекали сорбцией на колонке с Sr-Resin. Колонку промывали 1 М и 0,1 М  $\text{HNO}_3$  для удаления следов нитрата бария и элюировали  $^{210}\text{Pb}$  0,05 М  $(\text{NH}_4)_3\text{Cit}$ . Обессоливание  $^{210}\text{Pb}$  проводили путем сорбции на катионообменной смоле с последующим элюированием солей аммония и  $^{210}\text{Pb}$  0,5 М и 8 М  $\text{HNO}_3$  соответственно.

Использование  $^{210}\text{Pb}$  для трассирования поведения солей свинца в технологическом процессе получения альфа-эмиттеров не является удобным из-за сложности измерения его активности в растворах сложного радионуклидного состава. Поэтому данная методика была так же использована для получения препарата  $^{212}\text{Pb}$  из  $^{228}\text{Th}$ . При необходимости, ее можно будет использовать для получения  $^{212}\text{Pb}$  для ядерной медицины.

В результате были получены экспериментальные образцы  $^{210}\text{Pb}$  и  $^{212}\text{Pb}$ , характеристики которых представлены в докладе.

## МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ $^{238}\text{Pu}$ , $^{239,240}\text{Pu}$ В ПРИРОДНЫХ ОБЪЕКТАХ

А.В. Волкова<sup>1)</sup>, Р.А. Алиев<sup>1,2)</sup>, А.Г. Казаков<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, Кафедра радиохимии, Москва, [anpvolkova96@gmail.com](mailto:anpvolkova96@gmail.com)

<sup>2)</sup> – Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

Техногенные радионуклиды, одним из которых является плутоний, попадают в окружающую среду при испытаниях ядерного оружия, переработке топлива, авариях на АЭС и др.  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  представляют долгосрочную угрозу для окружающей среды.

Предложена методика определения  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$  в образцах природного происхождения: донных отложениях, грунте, аэрозолях.



Пробоподготовка включает: отжиг осадков для удаления органических примесей, кислотное вскрытие образцов, доведение плутония до степени окисления +4, выделение методом экстракционной хроматографии на сорбенте UTEVA Resin, приготовление образца для альфа-спектрометрии. В качестве метки использован  $^{236}\text{Pu}$ . Методика применена на образцах аэрозолей массой до 10 г, средний выход составил более 70 %.

**ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ТЕХНОЛОГИИ  
РАЗДЕЛЕНИЯ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ  
ТВЕРДОГО ЭКСТРАГЕНТА НА ОСНОВЕ TODGA**

**Ю.А. Ворошилов, С.В. Фадеев, В.С. Ермолин, А.И. Широков**

***ФГУП «ПО «Маяк», г.Озерск Челябинской области,  
mayak@po-mayak.ru***

С целью решения задачи выделение америция и кюрия из отходов от переработки облученного ядерного топлива и их последующего фракционирования на заводе РТ-1 проведена экспериментальная проверка технологии разделения америция и кюрия с использованием твердого экстрагента (ТВЭКСа) на основе N,N,N',N'-тетраоктил-3-оксапентан-1,5-диамида дигликолевой кислоты (TODGA). Данные исследования выполняли в лабораторном масштабе на реальных технологических продуктах с весомыми количествами америция и кюрия. Возможность разделения америция и кюрия проверяли в режимах фронтальной хроматографии и элюирования.

Выявленное изменение сорбционных свойств ТВЭКСа при различной нагрузке позволило определить ряд избирательности сорбента к рассматриваемым компонентам: Cm > Am > Eu. По мере исчерпания емкости сорбента наблюдается вытеснение менее удерживаемых ТВЭКСом компонентов. На стадии сорбции коэффициент разделения Am/Cm невелик и составляет от 1,05 до 1,07, что говорит об обогащении фильтрата америцием.

Наиболее эффективно разделение компонентов происходит на стадиях элюирования. Так элюент, содержащий NH<sub>4</sub>NO<sub>3</sub>, диэтилен триаминпентауксусную (ДТПА) и аминоксусную кислоты, позволяет в большей степени элюировать транс-плутониевые элементы из фазы сорбента. При этом коэффициенты разделения Am/Cm, Am/Eu и Cm/Eu составили 0,793; 1,70 и 2,15, соответственно.

В результате элюирования колонки элюентом, содержащим ДТПА и (NH<sub>4</sub>)<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>, получен элюат, обогащенный по редкоземельным элементам. В данном случае коэффициенты разделения Am/Cm, Am/Eu и Cm/Eu составили 1,37; 0,37 и 0,27, соответственно.

Таким образом, наиболее привлекательным является вариант применения технологии для получения обогащенной (очищенной) кюриевой фракции, поскольку коэффициенты обогащения в пользу кюрия наблюдаются как на стадии сорбции, так и на стадии элюирования.

## СОРБЦИЯ $\text{Eu(III)}$ НА НАНОСТРУКТУРИРОВАННЫХ Н-ТИТАНАТАХ

**В.О. Демина, В.Г. Петров, А.Ю. Романчук**

*МГУ имени М.В. Ломоносова, химический факультет, Москва  
E-mail:vladimir.g.petrov@gmail.com*

Одной из основных проблем современной ядерной энергетики является накопление радионуклидов в окружающей среде вследствие их выбросов во время аварий на атомных электростанциях или перерабатывающих заводах. Во время хранения и переработки отработанного ядерного топлива и радиоактивных отходов в почву и сточные воды, помимо прочих продуктов, могут попадать высокоактивные и токсичные элементы, такие как трансплутониевые актиниды (в основном, америций и кюрий) и лантаноиды. Таким образом, необходимы материалы и методы для их эффективного извлечения из сточных и грунтовых вод.

Америций и кюрий в условиях окружающей среды находятся в основном в трёхвалентном состоянии и по химическим свойствам схожи с  $\text{Eu(III)}$ . Существуют различные материалы для извлечения этих элементов из водных растворов, однако особое внимание в последнее время привлекли наноразмерные Na,N-титанаты из-за ряда преимуществ этих материалов: слоистой кристаллической структуры, высокой ионообменной ёмкости

Целью данной работы являлось исследование сорбции  $\text{Eu(III)}$ , как аналога  $\text{Am(III)}$ , на наноразмерных N-титанатах различной структуры: наностержнях и нанотрубках различной длины, а также наносферулитах. Экстракция радионуклида  $^{152}\text{Eu}$  проводилась в водных растворах при различных значениях pH. Соотношение твёрдого вещества к жидкости составляло 1 г/л во всех экспериментах. Для создания необходимой концентрации были использованы растворы стабильного  $\text{Eu}(\text{NO}_3)_3$  с меткой  $^{152}\text{Eu}$ . Отделение титанатов с сорбированным европием от экстракта проводилось с помощью центрифугирования. Содержание  $\text{Eu}$  в экстракте определялось методом жидкостной сцинтилляционной спектроскопии.

В результате полное извлечение  $\text{Eu(III)}$  достигалось для всех исследованных образцов при значениях pH 4 и выше. Для исследования десорбции проводился сдвиг pH образцов в более кислую область. Было показано, что сорбция  $\text{Eu(III)}$  происходит обратимо.

Исследованные N-титанаты различных наноструктур демонстрируют быструю и эффективную сорбцию трехвалентных лантаноидов из водных растворов. Сорбция  $\text{Eu(III)}$  сильно зависит от ионной силы, но практически не зависит от структуры N-титанатов. Эти материалы обладают высоким потенциалом для обеззараживания загрязнённых сточных и грунтовых вод.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФ 14-13-01279.

---



## СОРБЕНТЫ ИМПРЕГНИРОВАННОГО ТИПА НА ОСНОВЕ КРАУН-ЭФИРОВ ДЛЯ СЕЛЕКТИВНОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ

И.И. Довгий<sup>1,2)</sup>, Н.А. Бежин<sup>1,3)</sup>, А.А. Выдыш<sup>1,2,3)</sup>, В.В. Милютин<sup>4)</sup>,  
В.С. Янковская<sup>1,3)</sup>

<sup>1)</sup> – ООО МИП «Сорбентэкс», г. Севастополь, *dovhyi.illarion@yandex.ru*

<sup>2)</sup> – ФГБУН МГИ РАН, г. Севастополь

<sup>3)</sup> – ФГАОУ ВО «СевГУ», г. Севастополь, *nickbezhin@yandex.ru*

<sup>4)</sup> – ФГБУН ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина РАН, г. Москва, *vmilyutin@mail.ru*

Разработаны сорбенты импрегнированного типа на основе краун-эфиров для радиоаналитического мониторинга. Оптимизированы условия получения сорбентов (температура, время импрегнирования, растворитель для импрегнирования), изучено влияние компонентов для получения сорбентов (краун-эфир, носитель, разбавитель краун-эфира), а также состава исходного раствора на значения сорбционных характеристик. Для ряда сорбентов были изучены физико-химические закономерности извлечения металлов (изотерма, кинетика, селективность сорбции), результаты, полученные на природном изотопном составе, подтверждены на радиоактивных изотопах.

Показана эффективность спирта-теломера n3 как разбавителя дитрет-бутилдициклогексил-18-краун-6 при извлечении стронция и свинца из азотнокислых растворов и ионной жидкости  $C_4mim^+Tf_2N^-$  при извлечении из нейтральных растворов. В статических и динамических условиях изучено извлечение  $^{60}Co$  из роданидных растворов. Установлены высокие значения коэффициента распределения  $^{60}Co$  в широком интервале pH. На основе полученных результатов предложена методика радиоаналитического определения  $^{60}Co$ .

Исследование выполнено в рамках государственного задания ФАНО Российской Федерации (тема «Океанологические процессы» № 0827-2018-0003), при финансовой поддержке РФФИ и города Севастополь в рамках научного проекта № 18-43-920004 и Фонда содействия развитию малых форм предприятий в научно-технической сфере (программа Старт-1, проект № С1-21807).

## НАНОСТРУКТУРИРОВАННЫЕ СОРБЕНТЫ МАГНИТНОГО ТИПА ДЛЯ СЕЛЕКТИВНОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ УРАНА(VI) ИЗ ВОДНЫХ СРЕД

**А.Н. Драньков<sup>1,2)</sup>, К.Ю. Грачева<sup>2)</sup>, В.Ю. Майоров<sup>1)</sup>, И.Г. Тананаев<sup>1,2)</sup>,  
Е.К. Папынов<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ФГБУН Институт химии ДВО РАН, Владивосток,  
chemi@ich.dvo.ru*

*<sup>2)</sup> – ФГАОУ ВО «Дальневосточный федеральный университет»,  
Владивосток, schoolNS@dvfu.ru*

В работе представлены способы прямого золь-гель, оригинального темплатного и дополнительного термовосстановительного синтезов оксидов железа и их композитных форм, перспективных в процессах селективной сорбции растворенного урана(VI) из водных сред различной кислотности. Исследованы закономерности влияния условий синтезов на совокупность физико-химических характеристик полученных наноструктурированных железо-оксидных систем магнитного типа. Изучена сорбционная активность, получены кинетические кривые сорбции, а также проведена сравнительная оценка эффективности селективного извлечения урана(VI) из водных сред в зависимости от величин рН для новых сорбентов. По результатам РЭМ, РФЭС, ЭДС, БЭТ предложен вероятный механизм сорбции урана(VI) на испытуемых сорбентах. Выявлено, что количественную сорбцию урана(VI) в большей степени определяет состав твердой фазы сорбентов, по сравнению с величиной их пористости, которая составляет от 0,1 до 47,3 м<sup>2</sup>/г в зависимости от типа синтеза. Показано, что кристаллическая фаза элементарного железа (Fe<sup>0</sup>) в составе сорбентов, получаемых дополнительным термовосстановительным синтезом, играет ключевую роль в сорбции урана(VI) по принципу «восстановительного осаждения». Кроме этого определено, что величина намагниченности насыщения для данного типа сорбентов может составлять 133-140 эме/г, что является дополнительным преимуществом при извлечении их отработанных форм из очищаемых растворов, методами магнитной сепарации.

*Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 18-33-00066 «мол\_а».*

**СОРБЦИЯ МИКРОКОЛИЧЕСТВ УРАНА МЕЗОПОРИСТЫМИ  
НАНОСТРУКТУРИРОВАННЫМИ ОКСИДАМИ ТИТАНА-  
ЦИРКОНИЯ ИЗ СУЛЬФАТНЫХ, ФТОРИДНЫХ И ОКСАЛАТНЫХ  
РАСТВОРОВ**

**В.В. Железнов, А.П. Голиков, Т.А. Сокольницкая, С.И. Иванников**

*Институт химии ДВО РАН, Владивосток  
E-mail: zheleznov\_sergey@mail.ru*

Была изучена сорбция малых концентраций урана (VI) из модельных растворов, содержащих сульфат, фторид и оксалат ионы, на наноструктурированных мезопористых оксидах титана, допированных оксидами циркония.

Было показано, что кинетика сорбции уранил-ионов зависит от pH раствора. Равновесие при нейтральных pH устанавливается в течение одного часа, а при сорбции из кислых растворов равновесие не устанавливается даже за 150 часов. В этом случае наблюдается два участка на кинетической кривой.

С использованием модели конкурентной сорбции ионов и положительно заряженных комплексов уранил-иона на депротонированных гидроксильных группах анатаза были рассчитаны кинетические кривые изменения соотношения ионных форм урана в растворе. Модель основана на предположении о двухстадийном механизме сорбции комплексных ионов урана. Предполагается, что на первой стадии происходит первоначальное связывание нейтральных и положительно заряженных комплексов уранил-иона на отрицательно заряженных депротонированных гидроксильных группах анатаза (при этом вероятность связывания пропорциональна заряду комплексного иона); на второй – окончательное связывание, сопровождаемое разрушением комплексного иона и закреплением  $UO_2$  на сорбционных центрах. При моделировании было учтено влияние образования карбонатных комплексов уранил-иона. Поскольку все известные карбонатные комплексы уранил-иона отрицательно заряжены (за исключением  $UO_2CO_3$ ), а их константы устойчивости существенно выше констант устойчивости прочих комплексов уранил-иона, в щелочной и нейтральной среде должна наблюдаться постепенная десорбция уранил-иона, что и подтверждается экспериментальными данными. Расчетная оценка скорости сдвига равновесия среди ионных форм уранила коррелирует с устойчивостью комплексов в растворе.

## ИЗУЧЕНИЕ СОСТОЯНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ $^{137}\text{Cs}$ , $^{60}\text{Co}$ , $^{85}\text{Sr}$ В РАСТВОРАХ БОРНОЙ КИСЛОТЫ

А.М. Зарубо, А.В. Радкевич, О.Б. Коренькова

*Научное учреждение «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси  
zarubaalex@gmail.com*

В ходе эксплуатации ЯЭУ образуется отработанное ядерное топливо в виде отработанных ТВС. Отработанные ТВС помещаются в приреакторный бассейн выдержки для снятия остаточного тепловыделения, уменьшения активности продуктов деления и защиты персонала. При хранении отработанных ТВС радионуклиды как осколочного, так и активационного происхождения поступают в среду бассейна выдержки. Радионуклиды, взаимодействуя с продуктами коррозии, могут образовывать радиоактивные осадки и взвеси, которые оседают на дно бассейна выдержки или в труднодоступные места, образуя повышенный радиационный фон, негативно влияющий на работу персонала при эксплуатации и выводе из эксплуатации ЯЭУ.

Существующие установки справляются с очисткой растворов бассейна выдержки частично. Для более эффективной очистки среды бассейна выдержки требуется знать состояние радионуклидов в данных условиях. Цель данной работы является установление формы нахождения основных радионуклидов находящихся в растворе бассейна выдержки.

В ходе исследования, изучалось задержание микроколичеств радионуклидов  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{85}\text{Sr}$  ультрафильтрационной мембраной и центрифужным методом в растворах борной кислоты концентрации 20 г/л, а также в дистиллированной воде и 0,1 М растворе нитрата калия при различных значениях рН. Основными методами исследования были  $\gamma$  – спектрометрия и объемный анализ содержания борной кислоты.

В растворе борной кислоты при низких значениях рН, радионуклиды задерживаются на мембране примерно одинаково. В нейтральной области рН наблюдается снижение задержания радионуклидов, а в высокой области рН возрастает задержание радионуклида  $^{60}\text{Co}$ . При центрифугировании не наблюдается задержания радионуклидов в низкой области рН. Скорее всего, в растворе борной кислоты при низких значениях рН, наблюдается образование псевдоколлоидных частиц данных радионуклидов. Задержание радионуклида кобальта на мембране и при центрифугировании в высокой области рН обуславливается образованием гидролизных частиц кобальта.

Отличие между задержанием на мембране и при центрифугировании объясняется размерами образующихся псевдоколлоидных частиц.

**НОВЫЕ СОРБЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ НА ОСНОВЕ  
ОКСИГРАФЕНА ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ АКТИНИДОВ И  
ЛАНТАНИДОВ ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ**

**Е.А. Захарченко<sup>1)</sup>, Г.В. Мясоедова<sup>1)</sup>, Н.П. Молочникова<sup>1)</sup>,  
И.В. Буракова<sup>2)</sup>, А.Г. Ткачев<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *ГЕОХИ РАН, г.Москва, e-zakharchenko@yandex.ru, polyorgs@mail.ru*

<sup>2)</sup> – *ФГБОУ ВО ТГТУ, г.Тамбов, nanotam@yandex.ru, iris\_tamb68@mail.ru*

Углеродные наноструктурированные материалы обладают широкими возможностями для получения новых перспективных сорбционных материалов, в том числе, эффективных твердофазных экстрагентов. Наряду с известными материалами: углеродными нанотрубками, нано- и мезопористым углеродом, наноалмазами и др. в последнее время большое внимание уделяется использованию графеновых соединений, в том числе окисленных форм графена и композитов на их основе. Химическая устойчивость оксиграфенов и способность к удерживанию на поверхности гидрофобных органических лигандов обеспечивают возможность получения новых модифицированных материалов, представляющих особый интерес для выделения актинидных и редкоземельных элементов из растворов с высокой концентрацией азотной кислоты.

В данной работе для извлечения актинидов и лантанидов из азотнокислых растворов применен углеродный наноматериал – окисленный малослойный графен Таунит ГМ, разработанный в ТГТУ (Тамбов). Для получения новых сорбционных материалов использовали водную пасту оксиграфена и некоторые композиты на основе оксиграфена. Определены условия, обеспечивающие возможность получения модифицированных форм оксиграфена с лигандами ТОДГА, КМФО, ТБФ и др. при непосредственном добавлении твердого носителя в раствор 3М HNO<sub>3</sub>, содержащий лиганд, при интенсивном перемешивании до образования компактной фазы в течение 30-120 мин. При этом одновременно достигается извлечение актинидов и лантанидов в твердую фазу.

На основе экспериментальных данных установлено, что новые сорбционные материалы на основе оксиграфена характеризуются высокой сорбционной способностью и обеспечивают возможность эффективного извлечения актинидов и лантанидов из 3М HNO<sub>3</sub>, в том числе из сложных многокомпонентных растворов, образующихся при переработке радиоактивных материалов.

**СОРБЦИЯ  $^{90}\text{Sr}$  ОКСИДАМИ МАРГАНЦА,  
СИНТЕЗИРОВАННЫМИ В ВОДНО-ЭТАНОЛЬНОЙ СРЕДЕ**

**А.И. Иванец<sup>1)</sup>, В.Г. Прозорович<sup>1)</sup>, В.В. Милютин<sup>2)</sup>, В.О. Каптаков<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *Институт общей и неорганической химии НАН Беларуси, г. Минск, ivanets@igic.bas-net.by*

<sup>2)</sup> – *Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина, г. Москва*

В настоящей работе золь-гель методом в водно-этанольной среде получены эффективные сорбенты радионуклида  $^{90}\text{Sr}$  на основе оксидов марганца со слоистой и канальной структурой. Оценку эффективности полученных сорбентов на основе оксидов марганца проводили путем сравнения с сорбционными характеристиками выпускаемых опытно-промышленных сорбентов (МДМ на основе модифицированного диоксида марганца ТУ 2641-001-51255813-2007, Термоксид-3К на основе гидратированных оксидов титана(IV) и циркония(IV) ТУ 2641-014-12342266-04) при сорбции в аналогичных условиях.

Наилучшими сорбционными и селективными характеристиками по отношению к  $^{90}\text{Sr}$  обладает оксид марганца канальной модификации в  $\text{Na}^+$ -форме (образец 2), для которого величина коэффициента распределения ( $K_d$ ) $^{90}\text{Sr}$  составляет  $1,06 \times 10^4 \text{ см}^3/\text{г}$  и коэффициент разделения  $D_{\text{Sr}/\text{Ca}}$  99,8. Полученные характеристики сопоставимы с показателями для сорбента МДМ и значительно превосходят сорбент Термоксид-3К (таблица).

Таблица. Сорбционные свойства оксидов марганца к радионуклиду  $^{90}\text{Sr}$  (0,01 моль/дм<sup>3</sup>  $\text{CaCl}_2$ , pH=6,0, Т:Ж=1:200).

Образец	t, ч	T <sub>золь-гель</sub> / T <sub>терм.</sub> , °C	Ионная форма	СОЕ по $\text{Ca}^{2+}$ , ммоль/г	$K_d$ $^{90}\text{Sr}$ , см <sup>3</sup> /г	$D_{\text{Sr}/\text{Ca}}$
1	5	25/150	$\text{K}^+$	0,85	7,46E+02	5,6
2		25/350	$\text{Na}^+$	<b>0,74</b>	<b>1,06E+04</b>	<b>99,8</b>
3			$\text{Ca}^{2+}$	<0,01	5,77E+03	-
4	48	80/150	$\text{K}^+$	0,24	1,23E+03	47,7
5		80/350	$\text{Na}^+$	0,44	3,83E+03	66,3
6			$\text{Ca}^{2+}$	-	2,89E+03	67,2
<b>МДМ</b>	-	-	$\text{Na}^+, \text{K}^+$	<b>0,96</b>	<b>8,59E+03</b>	<b>55,6</b>
Термоксид-3К	-	-	$\text{Na}^+$	0,23	2,17E+02	8,93

СОЕ - статическая обменная емкость по кальцию;  $K_d$  - коэффициент распределения  $^{90}\text{Sr}$ ;  $D_{\text{Sr}/\text{Ca}}$  - коэффициент разделения пары Sr/Ca.

Таким образом, с использованием золь-гель метода получены сорбенты на основе оксидов марганца с сорбционно-селективными характеристиками на уровне лучших аналогов, в частности сорбента МДМ.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ  
ИСТОЧНИКОВ ПИТЬЕВОГО ВОДОСНАБЖЕНИЯ МЕТОДОМ  
РАДИОХИМИЧЕСКОГО АНАЛИЗА**

**М.В. Кадука, Л.Н. Басалаева, Т.А. Бежашева, С.А. Иванов,  
Н.В. Салазкина, В.В. Ступина**

*Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт  
радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева, Федеральная  
служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия  
человека, Санкт-Петербург, kaduka@mail.ru*

Как правило, естественная радиоактивность вод обусловлена прежде всего присутствием изотопов радона, радия, урана,  $^{40}\text{K}$ , реже  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{210}\text{Pb}$  и тория. При анализе пробы воды (10 кг) по методике, разработанной в институте, концентрирование проводят упариванием подкисленного раствора в присутствии носителей с последующим селективным выделением радионуклидов в осадок специфическим реагентом. Затем следует селективное отделение изотопов радия с сульфатом бария. Осадок  $\text{BaSO}_4$  в большинстве случаев содержит три изотопа радия:  $^{224}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$  и  $^{226}\text{Ra}$ . В полученном фильтрате изотопы урана, тория, полония, свинца и висмута соосаждают с гидроксидом железа.  $^{228}\text{Ra}$  определяют по дочернему  $^{228}\text{Ac}$ , выделенному на носителе в виде  $\text{La}(^{228}\text{Ac})(\text{OH})_3$  и измерении  $\beta$ -активности прокаленного осадка; идентификацию  $^{224}\text{Ra}$  и  $^{226}\text{Ra}$  осуществляют измерением  $\alpha$ -активности  $\text{Ba}(\text{Ra})\text{SO}_4$  в различные промежутки времени после прокаливания препарата. После растворения гидроксида железа соосажденные изотопы полония и висмута выделяют электрохимически на никелевом диске.  $^{238}\text{U}$  определяют радиометрически по дочернему  $^{234}\text{Th}$ , выделение которого проводят соосаждением с оксалатом иттрия, прокаливанием осадка и измерением активности  $^{234}\text{Th}$  в счетном образце. По второму варианту определяют  $^{234}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ . Метод основан на хроматографическом разделении изотопов урана и тория анионитом ЭДЭ-10П, электроосаждении изотопов урана на диске из нержавеющей стали и последующем альфа-спектрметрическим измерением их активности. В этом случае в качестве изотопного индикатора в пробу вводят  $^{232}\text{U}$ .

## СОРБЦИОННОЕ КОНЦЕНТРИРОВАНИЕ ЦЕРИЯ-144 ОРГАНО-КРЕМНЕЗЕМНЫМ ГИБРИДНЫМ МАТЕРИАЛОМ

А.П. Красноперова<sup>1)</sup>, Г.Д. Юхно<sup>1)</sup>, Н.В. Ефимова<sup>1)</sup>, И.В. Христенко<sup>1)</sup>,  
А.Б. Драпайло<sup>2)</sup>, В.И. Кальченко<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – Харьковский национальный университет имени В.Н. Каразина,  
г. Харьков, Украина, E-mail: [alla.p.krasnoperova@karazin.ua](mailto:alla.p.krasnoperova@karazin.ua)

<sup>2)</sup> – Институт органической химии НАН Украины, г. Киев, Украина

Интенсивное изучение методов выделения микроколичеств редкоземельных элементов (РЗЭ) цериевой подгруппы в основном связано с запросами атомной промышленности, так как РЗЭ этой подгруппы составляют значительную часть продуктов деления урана.

Перспективным направлением разработки методов извлечения РЗЭ из водных растворов является использование метода твердофазной экстракции, соединяющего в себе преимущества экстракционного и сорбционного методов.

В настоящей работе методом золь-гель синтеза был получен твердый экстрагент на основе органо-кремнеземного материала, модифицированного фосфорильным каликс[4]ареном С-45 (С45-ксерогель) и исследована его сорбционная способность в отношении <sup>144</sup>Ce.

Сорбцию проводили в статических условиях методом ограниченного объема при 293 К и значениях рН от 2 до 8. В экспериментах использовались модельные растворы <sup>144</sup>Ce(NO)<sub>3</sub> без носителя с первоначальной активностью 1.8·10<sup>7</sup> Бк/дм<sup>3</sup>.

Радиоактивность модельных растворов до и после установления сорбционного равновесия определяли по активности сухого остатка аликвоты раствора.

Сорбционное равновесие в системе радионуклид-сорбент наступает через 1.5-2 часа, что свидетельствует о хороших кинетических характеристиках сорбента.

Об эффективности сорбционного извлечения ионов церия судили по значениям коэффициентов распределения ионов (K<sub>d</sub>, дм<sup>3</sup>/г) и коэффициентам сорбции (K<sub>s</sub>, %).

Установлено, что с ростом рН сорбция церия-144 резко увеличивается и при рН=8 она составляет 99%.



**РАЗРАБОТКА ВЫСОКОЭФФЕКТИВНЫХ МИШЕННЫХ  
УСТРОЙСТВ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА МЕДИЦИНСКИХ  
РАДИОНУКЛИДОВ НА ИЗОТОПНОМ КОМПЛЕКСЕ РИЦ-80**

**С.А. Кротов<sup>1)</sup>, Ю.Е. Ермоленко<sup>1)</sup>, Е.В. Пронин<sup>1)</sup>, А.Е. Барзах<sup>2)</sup>,  
Л.К. Батист<sup>2)</sup>, Д.В. Федоров<sup>2)</sup>, В.С. Иванов<sup>2)</sup>, П.Л. Молканов<sup>2)</sup>,  
С.Ю. Орлов<sup>2)</sup>, Ю.М. Волков<sup>2)</sup>, В.Н. Пантелеев<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Санкт-Петербургский Государственный Университет, институт химии, кафедра радиохимии, Санкт-Петербург, krotilla@gmail.com*

*<sup>2)</sup> – НИЦ «Курчатовский институт», ПИЯФ, Ленинградская область, Гатчина, panteleev\_vn@nrci.ru*

В НИЦ «Курчатовский Институт», ПИЯФ был сконструирован циклотрон высокой точности Ц-80 с энергией выведенного протонного пучка 40-80 МэВ и силой тока до 200 мкА. В настоящий момент идет работа по оптимизации внешнего протонного пучка. Основной целью Ц-80 является производство медицинских радионуклидов для диагностики и терапии различных заболеваний. Данный циклотрон также предназначен для лечения заболеваний органов зрения путем облучения злокачественных образований внутри глаза. На пучке циклотрона Ц-80 был сконструирован радиоизотопный комплекс РИЦ-80 (Радиоизотопный комплекс на циклотроне Ц-80), обеспечивающий получение источников высокой активности практически для всего перечня медицинских радионуклидов, произведенных в ускорителях. На радиоизотопном комплексе РИЦ-80 будут установлены три мишенные станции, в том числе масс-сепаратор для получения высокочистых радионуклидов и установка для выделения целевых медицинских радионуклидов новым высокотемпературным методом. В данном обзоре представлены результаты разработки мишенных устройств для получения генераторного изотопа  $^{82}\text{Sr}$ ,  $^{67}\text{Cu}$  и предварительные результаты выделения некоторых других медицинских изотопов на РИЦ-80.

## **ИЗВЛЕЧЕНИЕ УРАНА ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ НА НОВОМ КАРБОКСИЛЬНОМ КАТИОНИТЕ ТОКЕМ-200**

**Е.В. Лызлова, А.В. Глухова, А.В. Конников**

***ФГУП «ПО «Маяк», г. Озёрск Челябинской области, cpl@po-mayak.ru***

Исследована возможность применения карбоксильного катионита ТОКЕМ-200, синтезированного российской компанией ООО «Токем» (г. Кемерово), для извлечения урана из азотнокислых технологических растворов, образующихся в процессе обработки отходов и дезактивации оборудования и содержащих значительное количество примесей.

В ходе работы определены физические характеристики катионита ТОКЕМ-200: гранулометрический состав, насыпной вес, удельный объём, коэффициент набухания. ИК-спектрометрическими исследованиями были установлены аналогии строения элементарных ячеек катионитов ТОКЕМ-200 и ранее применяемого на производстве СГ-1.

В статических условиях определены оптимальные условия сорбции урана из реальных азотнокислых растворов. Показано, что извлечение урана на катионите начинается при значении рН, равном 1,8. Коэффициенты распределения урана на исследуемом катионите достигают максимальных значений при значении рН, равном 5,0. Установлены значения статической и полной обменной ёмкости катионита ТОКЕМ-200 по урану и кинетические параметры процесса сорбции.

В результате проведения многоциклических испытаний в лабораторных условиях в динамическом режиме было установлено, что карбоксильный катионит ТОКЕМ-200 обеспечивает эффективное извлечение урана из азотнокислых технологических растворов. При массовой концентрации урана в фазе катионита от 24 до 45 г/дм<sup>3</sup> проскок урана в фильтрат не превышает 0,5 %. Установлено, что для полного извлечения урана из фазы катионита ТОКЕМ-200 необходимо пропустить не менее 20 колоночных объёмов десорбирующего раствора.

В результате проведения лабораторных испытаний было установлено, что катионит ТОКЕМ-200 является перспективным сорбентом для извлечения урана из технологических азотнокислых растворов и его можно рассматривать в качестве аналога ранее применявшегося катионита СГ-1.

В настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» проводятся опытно-промышленные испытания технологии извлечения урана из реальных технологических растворов с использованием катионита ТОКЕМ-200.

## ПРИМЕНЕНИЕ НОВЫХ ВИНИЛПИРИДИНИЕВЫХ АНИОНИТОВ МАРКИ AXIONIT VPA ДЛЯ ИЗВЛЕЧЕНИЯ ПЛУТОНИЯ ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ

**Е.В. Лызлова<sup>1)</sup>, А.В. Глухова<sup>1)</sup>, Д.А. Кондруцкий<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ФГУП «ПО «Маяк», г. Озёрск Челябинской области,  
cpl@po-mayak.ru*

*<sup>2)</sup> – АО «Аксион – Редкие и Драгоценные металлы», г. Пермь  
axion.rnm@gmail.com*

Исследована возможность применения винилпиридиниевых анионитов AXIONIT VPA-1 и AXIONIT VPA-2, синтезированных АО «Аксион – Редкие и Драгоценные металлы» (Россия, г. Пермь), для извлечения плутония из азотнокислых технологических растворов, образующихся в процессе обработки отходов и дезактивации оборудования и содержащих значительное количество примесей.

В ходе работы определены физические характеристики исследуемых образцов анионитов. В статических условиях определены оптимальные условия сорбции плутония из реальных азотнокислых растворов. Установлены значения статической и полной обменной ёмкости исследуемых анионитов по плутонию. Наибольшей сорбционной ёмкостью по отношению к плутонию обладает анионит AXIONIT VPA-2. Данный анионит отличается более высокой кинетикой сорбции плутония.

В результате проведения многоциклических испытаний в лабораторных условиях в динамическом режиме было установлено, что анионит AXIONIT VPA-2 обеспечивает эффективное извлечение плутония из азотнокислых технологических растворов. Проскок плутония в фильтрат не превышает 0,1 % при концентрации плутония в фазе анионита от 30 до 120 г/дм<sup>3</sup>.

В 2017 году на ФГУП «ПО «Маяк» была поставлена партия анионита AXIONIT VPA-2 для проведения опытно-промышленных испытаний на промышленной сорбционной установке, в ходе которых установлено, что при насыщении анионита плутонием до требуемой концентрации его содержание в фильтрате не превышает регламентированного значения. За один цикл сорбции-десорбции на промышленной установке перерабатывали от 4 до 10 м<sup>3</sup> технологических растворов. Проведено более 30 циклов.

Результаты лабораторных исследований и опытно-промышленных испытаний позволяют сделать вывод о перспективности использования AXIONIT VPA-2 для извлечения плутония из азотнокислых технологических растворов.

## ЭКСТРАКЦИОННОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ ТОРИЯ И РЗЭ ИЗОАМИЛДИАЛКИЛФОСФИНОКСИДОМ В СМЕШАННЫХ СЕРНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ

И.Е. Мальцева, Г.В. Костикова

*Лаборатория новых физико-химических проблем, сектор экстракции  
ИФХЭ РАН, 117342 Москва, улица Обручева, дом 40, корпус 1  
e-mail: irine4593berd@mail.ru*

Важной задачей, требующей решения при получении редкоземельных элементов, является отделение тория, часто присутствующего в редкоземельных концентратах. При вскрытии монацита получают сернокислые растворы, содержащие серную кислоту, фосфат-анионы, РЗЭ, торий и другие сопутствующие элементы. Для отделения тория от РЗЭ чаще всего используют методы жидкостной экстракции, обладающие рядом существенных преимуществ. Целью настоящей работы являлось изучение возможности разделения РЗЭ и Th в сернокислых и смешанных сульфатных растворах при использовании в качестве экстрагента изоамилдиалкилфосфинооксида (ФОР).

Изучение зависимости коэффициентов распределения (D) тория, а также La и Yb, как представителей легкой и тяжелой групп РЗЭ, от концентрации ФОР в додекане с добавкой 10% изоамилового спирта (для предотвращения образования второй органической фазы) при экстракции из 3М H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> показало, что уже при концентрации ФОР 25%<sub>об.</sub> (0,64 М) коэффициенты разделения  $\beta_{Th/La}$  более 25, а  $\beta_{Th/Yb}$  более 15. Повышение концентрации экстрагента до 50%<sub>об.</sub> (1,28М) ведет к увеличению и коэффициентов распределения тория, и коэффициентов разделения ( $\beta_{Th/РЗЭ} > 40$ ). Однако в этом случае концентрирование тория практически не происходит за счет невысоких величин D.

Исследование зависимости коэффициентов распределения Th и РЗЭ от концентрации H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> в равновесной водной фазе при экстракции 0,25М ФОР показало, что D Th увеличиваются во всем исследованном интервале концентраций кислоты (0,1 – 4 М), при этом также наблюдается возрастание  $\beta_{Th/Yb}$ .

Изучение зависимости D Th, La и Yb от изменения относительных концентраций LiNO<sub>3</sub> – H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> в равновесной водной фазе ( $\sum [LiNO_3 + H_2SO_4] = 3M = const$ ) показало возрастание D с увеличением относительного содержания LiNO<sub>3</sub>, что связано как с высокой высаливающей способностью нитрата лития, так и с лучшей экстрагируемостью нитратов Th и РЗЭ. При этом оптимальным условием отделения Th от РЗЭ является интервал соотношений LiNO<sub>3</sub>:H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> 1:2 ( $\beta_{Th/Yb} \sim 20$ ) и 1:1 ( $\beta_{Th/Yb} \sim 30$ ). Добавление 0,3М и 0,5М фосфат-анионов в систему не оказало существенного влияния на величины D Th и РЗЭ и  $\beta_{Th/РЗЭ}$ .

## ЭКСТРАКЦИЯ f-ЭЛЕМЕНТОВ 4,7-ЗАМЕЩЁННЫМИ ДИАМИДАМИ 1,10-ФЕНАНТРОЛИН-2,9-ДИКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ

**П.И. Матвеев<sup>1)</sup>, А.А. Митрофанов<sup>1)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>, С.С. Жохов<sup>1)</sup>,  
А.Л. Тригуб<sup>2)</sup>, Ю.А. Устынюк<sup>1)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, [petr.i.matveev@gmail.com](mailto:petr.i.matveev@gmail.com)

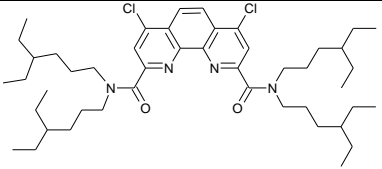
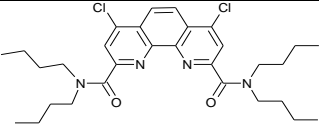
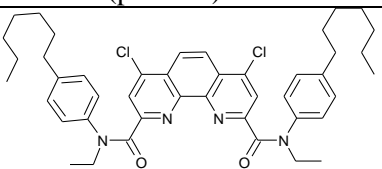
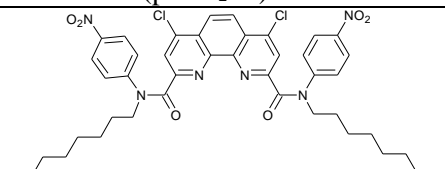
<sup>2)</sup> – НИЦ «Курчатовский институт»

Поиск новых экстрагентов для селективного выделения америция из ВАО является сложной задачей молекулярного распознавания. Диамиды N-гетероциклов является одним из перспективных классов для решения этой задачи.

В рамках данной работы для серии (таблица №1) 4,7-замещённых диамидов фенантролин-дикарбоновых кислот была исследована жидкостная экстракция Am(III), Cm(III) и Ln(III). Для алифатико-ароматических диамидов была показана значительно большая экстракционная способность в сравнении с алифатическими. Такой эффект был объяснён в рамках конформационного анализа и строением комплексов в растворе.

Также алифатико-ароматические диамиды демонстрируют высокую селективность при разделении пары Am/Cm – SF(Am/Cm) достигает значение 6. Этот результат был подтверждён на миллиграммовых количествах америций и кюрия. Показано, что увеличение селективности обеспечивается введением электронно-акцепторных заместителей в положения 4 и 7.

Таблица 1. Структурные формулы исследованных в данной работе лигандов

Обозначение	EthHexClPhen	BuClPhen
Структурная формула		
Обозначение	Et(pHexPh)ClPhen	Oct(p-NO <sub>2</sub> Ph)ClPhen
Структурная формула		

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках проекта №18-33-00616\18 мол\_а.

## СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ ПРИРОДНОГО СИЛИКАТА ДЛЯ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ

А.И. Мацкевич<sup>1)</sup>, Н.П. Шапкин<sup>1)</sup>, Э.А. Токарь<sup>1,2)</sup>, А.М. Егорин<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Дальневосточный федеральный университет, г. Владивосток*

<sup>2)</sup> – *Институт химии Дальневосточного отделения Российской академии наук, г. Владивосток, Россия*  
*mysmatskevich@mail.ru*

В данной работе методом “молекулярного наслаивания” были получены сорбенты на основе природного слоистого алюмосиликата, предварительно обработанного соляной кислотой (12 %) в присутствии 10 % целлюлозы с последующим осаждением извлеченных солей магния, алюминия и железа на поверхность модифицированного силиката.

Модифицированный сорбент прокаливали при температуре 500-650 °С в течении часа. Далее сорбент обрабатывали раствором хлорида меди и промывали от избытка ионов меди и обрабатывали раствором ферроцианидом калия. Были исследованы физико-химические характеристики сорбентов полученных на всех стадиях. С помощью ИК, элементного анализа на углерод и кремний, позитронно-аннигиляционной спектроскопии, дифрактометрии, адсорбции азота при низкой температуре, элементного анализа поверхности и растровой электронной микроскопии. Было определено из данных EDX поверхности сорбентов, а также анализ на содержание углерода и кремния в массе, что углерод находится внутри зерна в небольших количествах и связан с кремнием, в то время как углерод в цианид-ионе или полисахариде распределен на поверхности зерна в гораздо большем количестве.

Данные позитронно аннигиляционной спектроскопии (ПАС) позволили рассчитать число и объемы “ловушек” позитрона и позитрония, а также провести сравнение с данными адсорбции азота.

Была исследована адсорбция радионуклида цезия-137 при различной концентрации хлорида натрия на всех модифицированных сорбентах и показано, что наиболее стабильными и эффективными являются сорбенты модифицированные ферроцианидом меди и хитозаном. Степень очистки составляет 99,7 % и коэффициент распределения не зависят от концентрации хлорида натрия.

При исследовании адсорбции метиленового синего было показано, что максимальная величина адсорбции МГ колебалась от 150-160 мг/г до 145-150 мг/г для всех образцов соответственно, что находится в прямой зависимости от числа аннигиляции позитрония.

## СОРБЦИОННАЯ ОЧИСТКА ДЕГРАДИРОВАННОЙ ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМЫ НА ОСНОВЕ ТРИБУТИЛФОСФАТА В ГЕКСАХЛОРБУТАДИЕНЕ

И.А. Меркулов, А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева, А.С. Дьяченко

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Красноярского края,  
atomlink@mcc.krasnoyarsk.su*

Отсутствие технологических подходов по утилизации и регенерации деградированной экстракционной системы трибутилфосфата в гексахлорбутадиене приводит к накоплению значительных количеств радиоактивных органических отходов, длительное хранение которых связано с экологическими рисками и высокой стоимостью.

Цель работы состояла в очистке отработанной экстракционной системы от полярных продуктов радиационно-химической деструкции экстрагента и разбавителя путем сорбции на поверхности твердофазного коллектора.

Исследования проводили на выведенной из эксплуатации радиохимического завода экстракционной системе с дозой облучения 0,2-40 МГр, состоящий из 33 % об. трибутилфосфата и 67 % об. гексахлорбутадиена. В качестве коллектора использовали композицию гидратированного диоксида циркония и тонкодисперсного металлического циркония в массовом соотношении 1:1-1:10 с удельной поверхностью более 200 м<sup>2</sup>/г и средним размером единичного агрегата 50-650 нм. Обработку органического раствора проводили водной суспензией с концентрацией твердой фазы 14,5-72,1 г/л. В статическом режиме в течение 10 минут диспергировали отработанную экстракционную систему и водную суспензию при соотношении фаз 1:1. В результате обработки происходила межфазная транспортировка твердой фазы в органический раствор с образованием устойчивой суспензии и адсорбция полярных продуктов радиолитического распада. Массоперенос продуктов деструкции в промывной раствор проводили совместно с твердофазным коллектором путем обработки органической фазы водным раствором 0,04-0,5 моль/л щавелевой кислоты при соотношении фаз 1:1.

Предлагаемое решение позволяет снизить класс радиоактивных отходов за счет выделения из экстракционной системы более 98 % плутония и 80 % продуктов деления. Очистка от полярных продуктов деструкции экстрагента и разбавителя, в том числе монобутилфосфорной и дибутилфосфорной кислот с выходом более 90 % обеспечивает восстановление гидродинамических свойств экстракционной системы, что позволяет её вернуть в повторную циклическую эксплуатацию.

## ИЗВЛЕЧЕНИЕ И ФРАКЦИОНИРОВАНИЕ ЦЕЛЕВЫХ КОМПОНЕНТОВ ИЗ ПРОДУКТОВ ОТХОДНОЙ ЧАСТИ РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КАРБОНАТНО-ЩЕЛОЧНОГО ОСАЖДЕНИЯ И ОЧИСТКИ

И.А. Меркулов, А.И. Коробейников, А.Ю. Жабин

ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Красноярский край,  
atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

В продуктах отходной части радиохимических производств содержится значительное количество урана, загрязненного продуктами радиоактивного распада, коррозии, радиолитического, трансураниевыми элементами и сильными комплексообразователями, которые требуют кондиционирования перед гидрометаллургической переработкой, что приводит к значительному увеличению объемов ЖРО и расходу реагентов. На имитаторе технологического продукта проведена лабораторная апробация осадительной очистки урана. Переработка модельного продукта включала: перевод исходного азотнокислого раствора в карбонатную пульпу (на основе раствора уранилтрикарбоната); фильтрацию; кислотное разложение уранилтрикарбоната в фильтрате; щелочное осаждение урана в присутствии комплексообразователей; отмывку урансодержащего осадка; извлечение ценных компонентов из потока отходной части; замыкание водных потоков на отмывку урансодержащего осадка. Оперативную оптимизацию стадий процесса проводили на базе разработанного специализированного программного продукта.



Состав используемого имитатора:  $\text{HNO}_3$  – 95 г/л; U – 32,6 г/л; Pu – 0,02 г/л; Fe – 0,97 г/л; Al – 0,55 г/л; Mn – 0,575 г/л; Ni – 1,19 г/л;  $\text{H}_3\text{PO}_4$  – 0,05 г/л;  $\text{Sr}^{90}$  –  $8,25 \cdot 10^8$  Бк/л. При полном закликивании водных потоков были получены коэффициенты очистки: Fe –  $3,27 \cdot 10^4$ ; Pu –  $8,10 \cdot 10^3$ ; Al –  $7,43 \cdot 10^3$ ; Mn –  $1,30 \cdot 10^4$ ; Ni –  $3,95 \cdot 10^6$ ;  $\text{PO}_4^{3-}$  >  $2 \cdot 10^3$ ;  $\text{Sr}^{90}$  –  $7,55 \cdot 10^5$ .



## КОЭФФИЦИЕНТЫ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ 60 ЭЛЕМЕНТОВ В РАСТВОРАХ $\text{NH}_4\text{Cl}$ НА СМОЛЕ DOWEX

Н.А. Мирзаев

*Объединенный институт ядерных исследований, г. Дубна*

Развитие новых технологий и современные научные поиски привели к сильному возрастанию значения сверхчистых веществ. Залогом успешного проведения низкофоновых экспериментов является использование материалов и образцов очень чистых по отношению к возможным радиоактивным примесям. Сверхчистые вещества особенно нужны и в области ядерной медицины. Аммониевые соли могут применяться как флюсы при пайке приборов, работающих в низкофоновых условиях, а также являются основой при синтезе ряда веществ применяемых в ядерной медицине.

Постер посвящен описанию методики синтеза чистых аммониевых солей (например,  $\text{NH}_4\text{Cl}$ ). Чистота обеспечивается тремя факторами: **а)** специально подобранной процедурой синтеза из газовой фазы, **б)** использованием чистых исходных компонентов (кислот) и **в)** использованием посуды из специально подобранных материалов. Для очистки кислот применяется метод дистилляции при температурах ниже температуры кипения. Все процессы проводятся в специально оборудованной чистой комнате. Чистота полученных образцов контролировалась методами масс-спектропии с индуктивно связанной плазмой ICP-MS и ядерной спектропии.

Также впервые определены коэффициенты распределения более шестидесяти элементов в растворах  $\text{NH}_4\text{Cl}$  на смоле DOWEX 50W-X8.

## ОСОБЕННОСТИ СТАТИКИ И КИНЕТИКИ СОРБЦИИ ЦЕЗИЯ МОДИФИЦИРОВАННЫМИ АЛЮМОСИЛИКАТАМИ

**П.А. Орлов, А.В. Воронина**

*УрФУ, г. Екатеринбург, av.voronina@mail.ru*

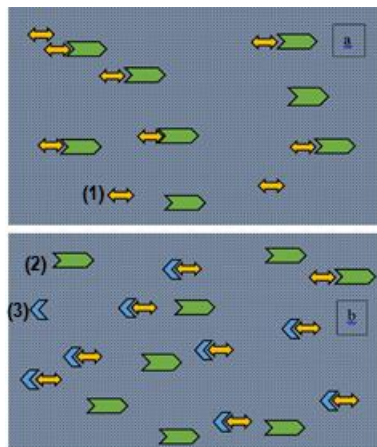
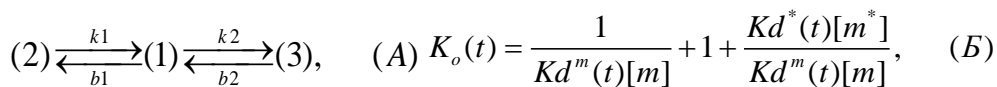
При поверхностном модифицировании алюмосиликатов ферроцианидами получают полифункциональные сорбенты. Для описания механизмов сорбции цезия модифицированными алюмосиликатами проведено моделирование статики и кинетики сорбции из растворов различного состава, но равной ионной силы: 0,01 М раствора NaCl и водопроводной воды. Получены изотермы сорбции цезия в широком диапазоне концентраций  $10^{-7}$  мг/л до  $10^3$  мг/л. Показано, что изотермы сорбции цезия для всех рассматриваемых сорбентов имеют сложный ступенчатый вид, который воспроизводится для растворов разного состава. Присутствие у полифункциональных сорбентов сорбционных центров со специфичностью к цезию, отличающейся более чем в 100 раз, приводит к появлению плато на изотермах сорбции. Влияние на крутизну плато и статическую обменную ёмкость центров может оказывать состав раствора. Установлено, что центры разного типа заполняются независимо друг от друга. Сначала заполняются наиболее высокоспецифичные центры и только потом менее специфичные центры.

Механизмы сорбции цезия в условиях различных концентраций цезия в растворе отличаются вследствие работы разных сорбционных центров. Процесс сорбции цезия при концентрации в растворе 0,01 мг/л модифицированными образцами клиноптилолита лимитирует диффузия цезия в порах сорбента различного размера с вкладом на первой стадии химической реакции. Скорость сорбции зависит от состава раствора. Быстрее и с меньшими энергозатратами происходит сорбция цезия из водопроводной воды, чем из раствора NaCl. Сделано предположение, что при сорбции цезия протекает химическое преобразование поверхности сорбентов. Методом электронной микроскопии и определения удельной поверхности по низкотемпературной адсорбции азота подтверждено изменение текстуры поверхности и порового пространства сорбентов в процессе сорбции цезия. Степень химического преобразования зависит от концентрации цезия в растворе. В области концентраций цезия в растворе более 50 мг/л поглощение цезия происходит за счёт осаждения ферроцианидной фазы в поровом пространстве сорбента, формирующейся с участием компонентов раствора. При концентрации цезия в растворе 100 мг/л агрегация и укрупнение частиц преобразуемой фазы приводит к практически полному зарастанию поверхности плотной новой фазой.

## КОНКУРЕНТНАЯ СОРБЦИЯ ПРИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПОЧВ И МАТЕРИАЛОВ

**Е.В. Поляков, А.А. Иошин, И.В. Волков**

*ИХТТ УрО РАН, Екатеринбург, polyakov@ihim.uran.ru*



Развитие методов концентрирования микрокомпонентов в гетерогенных средах позволяет по-новому подойти к решению проблемы дезактивации почв и материалов в случае возникновения радиационной аварийной ситуации с выбросом радиоактивности в окружающую среду. В докладе рассмотрена модель конкурентной десорбции микрокомпонента (1) в гетерогенной среде из сорбированного состояния в материале (2) за счёт его сорбции посторонним ионообменным сорбентом (3), (рисунки). Проанализирована равновесная модель статике и кинетики конкурентной сорбции в кинетически обратимой системе (А). Установлены закономерности изменения равновесного коэффициента очистки

$K_o$  материала в зависимости от сорбционных параметров модели, изменение неравновесного коэффициента очистки  $K_o(t)$  по (Б), от времени контакта фаз ( $t$ ), кинетических коэффициентов распределения  $Kd(t)$ , соотношения масс материала ( $[m]$ ) и сорбента ( $[m^*]$ ). Используя экспериментальные данные по кинетике сорбции в закрытой системе (А) ионов цезия (1) берлинской лазурью (3) показана перспективность конкурентной сорбции для дезактивации почв, строительных материалов (2), получена оценка времени самопроизвольного достижения степени очистки модельной почвы от параметров системы (А) при диффузионном режиме кинетики сорбции.

В докладе также обсуждаются преимущества реализации конкурентной сорбции в технологии дезактивации почв с использованием полупроницаемых мембранных мини-реакторов, заполняемых селективным сорбентом. Применение такого варианта сорбции позволяет организовать самопроизвольную очистку и удалить насыщенный радионуклидами сорбент из почвы по мере необходимости.

Работа выполнена в рамках госпрограммы АААА-А16-116122810210-1 по проекту РФФИ №18-03-00051.

## ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ГАЗОГИДРАТНОГО МЕТОДА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ИНЕРТНЫХ ГАЗОВ

А.М. Потёмкин

*ФГУП НТЦ РХБГ ФМБА России, Москва, mesonin@gmail.com*

Значительную опасность для здоровья персонала радиационных объектов представляет накопление в воздухе рабочей зоны радиоактивных инертных газов и аэрозолей. Перспективным методом очистки воздуха от радиоактивных загрязнителей считается газогидратный метод [1]. Преимуществом газогидратного метода иммобилизации радиоактивных инертных газов в сравнении с сорбционными методами является способность эффективно работать в пыльной и влажной атмосфере.

В целях исследования возможностей газогидратного метода была разработана экспериментальная установка для очистки воздуха помещения от радона. Эксперименты были проведены в специальном изолированном помещении объемом 50 м<sup>3</sup>, в котором с помощью генератора радоно-воздушных смесей была создана объемная активность радона ~700 Бк/м<sup>3</sup>.

Иммобилизация радона газогидратным методом затруднена тем, что величина парциального давления радона в воздухе недостаточна для стабильного существования газовых гидратов. Данная проблема может быть решена через образование смешанного гидрата нескольких газов, один из которых имеет необходимую величину парциального давления [2, 3]. В качестве такого вспомогательного газа в проточный реактор газогидратной установки инжектировался гексафторид серы.

В ходе эксперимента наблюдалось снижение объемной активности радона в воздухе помещения. Установлено, что за один цикл прохождения воздуха помещения через реактор установки в определенных термобарических условиях может быть иммобилизовано до 85% радона.

Так как криптон и ксенон также могут образовывать газовые гидраты [2, 3], газогидратный метод может применяться и для иммобилизации радиоактивных изотопов криптона и ксенона из воздуха производственных помещений.

[1]. Сивинцев Ю.В. Радиационная безопасность на ядерных реакторах. – М.: Атомиздат, 1967. С. 386.

[2]. Никитин Б.А. Избранные труды. – М.: АН СССР, 1956. – 349 с.

[3]. Бык С.Ш., Макогон Ю.Ф., Фомина В.И. Газовые гидраты – М.: Изд-во «Химия», 1980. С. 9-10, 104-105.

## ПОЛУЧЕНИЕ ИЗОТОПА МЕДИ-67 ИЗ ПРИРОДНОГО ЦИНКА НА ЭЛЕКТРОННОМ УСКОРИТЕЛЕ

А.Б. Приселкова<sup>1)</sup>, Р.А. Алиев<sup>2)</sup>, С.С. Бельшев<sup>1)</sup>, А.А. Кузнецов<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – НИИЯФ им. Д.В.Скобелъцына МГУ им.М.В.Ломоносова, Москва,  
*apriselkova@gmail.com*

<sup>2)</sup> – НИЦ «Курчатовский институт», Москва,  
*ramiz.aliev@gmail.com*

В настоящей работе исследовано образование медицинского радионуклида  $^{67}\text{Cu}$  в результате фотоядерных реакций. Приведены результаты измерения выходов радиоизотопов, образующихся в цинковой мишени естественного изотопного состава под действием тормозных фотонов с верхней границей энергии  $E_{\gamma\text{max}} = 55,6$  МэВ. Выполнено сравнение экспериментальных выходов с результатами других экспериментов и теоретическими расчетами на основе статистической модели в программе TALYS и по комбинированной модели фотоядерных реакций. Рассчитаны выходы  $^{67}\text{Cu}$  и других продуктов активации. Выход  $^{67}\text{Cu}$  на ЕОВ составил  $(2,34 \pm 0,07) \cdot 10^5$  Вк/ $(\mu\text{A} \cdot \text{h} \cdot \text{g}/\text{cm}^2)$ .

Предложена методика экстракционно-хроматографического выделения  $^{67}\text{Cu}$  из облученной цинковой мишени на сорбенте Cu-Resin.

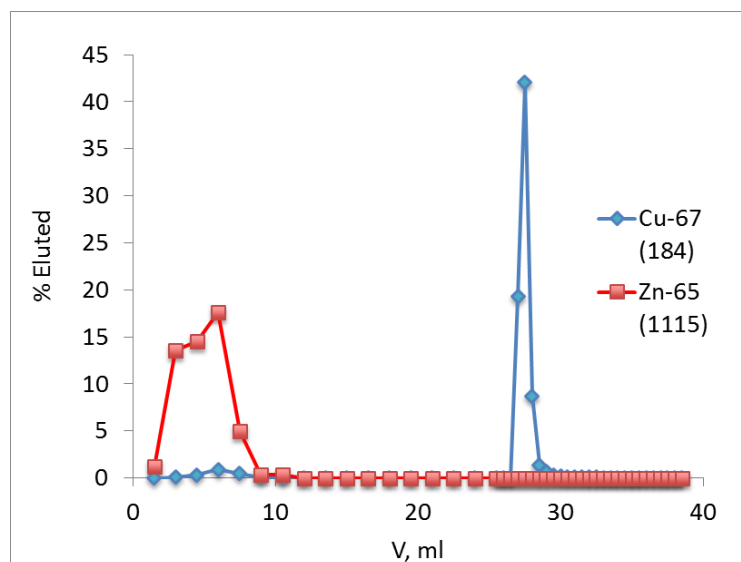


Рис. 1. Экстракционно-хроматографическое разделение Cu и Zn.

Полученная при этом активность  $^{67}\text{Cu}$  составляет  $2,34 \cdot 10^5$  Вк/ $(\mu\text{A} \cdot \text{h} \cdot \text{g}/\text{cm}^2)$ . Процедура занимает около двух часов и обеспечивает выход более 95% искомого изотопа, что позволяет судить о конкурентоспособности фотоядерного способа получения  $^{67}\text{Cu}$ .

## ОСНОВНЫЕ АСПЕКТЫ РАДИОХИМИЧЕСКОГО АНАЛИЗА

Н.В. Салазкина, Л.Н. Басалаева, Т.А. Бекашева, С.А. Иванов,  
М.В. Кадука, В.В. Ступина

*Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт  
радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева, Федеральная  
служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия  
человека, Санкт-Петербург, kaduka@mail.ru*

Радиохимический анализ включает в себя сочетание специфических химических методов выделения радиоэлементов в чистом виде с использованием радиометрической и спектрометрической аппаратуры, регистрирующей акты распада радиоактивных атомов. В радиохимическом анализе применяют методы аналитической химии, пригодные для разделения элементов: осаждение, экстракцию, хроматографию, дистилляцию и электролиз. Радиохимический анализ имеет особенности, обусловленные большими различиями в количествах образующихся при ядерных реакциях радиоактивных изотопов. Обычно количества радиоизотопов составляет  $10^{-12}$ - $10^{-15}$  г на 1 г вещества пробы. Ни один метод аналитической химии не в состоянии обнаружить столь малые количества элементов. В ультрамалых концентрациях поведение элементов может значительно отличаться от их поведения в обычных концентрациях. В радиохимическом анализе часто имеют дело с очень короткоживущими радиоактивными изотопами ( $T \leq 20$  мин.). Для их идентификации требуются быстрые методы выделения, поэтому все внимание обращают на специфичность применяемых методов, а не на полноту выделения элементов. Для учета потерь радиоизотопов в процессе их выделения используют метод изотопного разбавления, где на первом этапе в пробу добавляют изотопные носители — природная смесь стабильных изотопов исследуемых элементов, а для элементов, не имеющих стабильных изотопов — химические аналоги. При выделении радиоизотопов с носителями большое значение имеет их валентное состояние. При ядерных реакциях образующиеся радиоактивные изотопы находятся в самых различных валентных формах. Кроме того, состояние и валентность радиоизотопов и носителя в растворе могут изменяться в процессе анализа под действием радиоактивного излучения, что свидетельствует о том, что в радиохимическом анализе мы имеем дело со сложными физико-химическими системами.

## РАДИОХИМИЧЕСКИЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ $^{90}\text{Sr}$ И $^{137}\text{Cs}$ В ВОДЕ

**Н.В. Салазкина, Л.Н. Басалаева, Т.А. Бекашева, С.А. Иванов,  
М.В. Кадука, В.В. Ступина**

*Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт  
радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева, Федеральная  
служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия  
человека, Санкт-Петербург, kaduka@mail.ru*

Применение радиохимического анализа для контроля природных объектов по показателям радиационной безопасности находит широкое применение, так как позволяет выделять радиохимически чистые изотопы, обладает высокой чувствительностью, точностью и информативностью. Главное условие при проведении радиохимического анализа - правильная расстановка химических операций во времени, учитывающие растворение, выделение, накопление, распад отдельных радионуклидов.

В радиохимической лаборатории института разработана методика определения содержания изотопов  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в воде. Метод основан на концентрировании, а затем последовательном разделении радионуклидов на основе различия их химических свойств. В качестве носителей используются солянокислые титрованные растворы стабильных изотопов Sr, Y, Cs и La. Из отобранной пробы воды (от 4 кг на техногенно загрязненных территориях, 20 кг для определения удельных активностей радионуклидов на уровне фоновых значений) изготавливают два счетных образца радионуклидов  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ .

Активность  $^{90}\text{Sr}$  определяют по активности его дочернего радионуклида  $^{90}\text{Y}$ , который осаждают оксалатным методом. После осаждения оксалатов щелочно-земельных и редкоземельных элементов из фильтрата выделяют  $^{137}\text{Cs}$  сурьмяно-иодным методом. Отделения иттрия от редкоземельных радионуклидов проводят осаждением их на гидроокиси лантана насыщенной мелкорастертой  $\text{K}_2\text{SO}_4$ . Контроль химического выхода радионуклидов проводят весовым методом. Активность радионуклидов в приготовленных счетных образцах измеряют на альфа-бета-радиометре УМФ-2000, предварительно определив его чувствительность к излучению  $^{90}\text{Y}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в геометрии измерений с применением приготовленных источников на основе соответствующих эталонных растворов радионуклидов.

## РАЗДЕЛЕНИЕ КОМПОНЕНТОВ ПРИ АНАЛИЗЕ НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА

П.А. Санникова, Т.В. Трапезникова, Н.Г. Мосина

*ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ имени академ. Е.И. Забабахина», Снежинск,  
sannypol@yandex.ru*

Одними из основных контролируемых показателей качества смешанного нитридного уран-плутониевого (далее СНУП) топлива являются массовая доля урана и плутония, массовая доля плутония в сумме урана и плутония, а также содержание металлических примесей. В связи со сложностью совместного определения урана, плутония и металлических примесей необходимо подобрать методы эффективного разделения компонентов с целью дальнейшего определения их содержания в топливных таблетках.

В качестве метода разделения урана, плутония, америция и примесей предложено применить метод экстракционной и ионообменной хроматографии с использованием анионита СПС-SBA-150 для отделения плутония и экстракционно-хроматографических смол UTEVA и TRU для отделения урана и америция, соответственно.

Эксперименты по разделению компонентов СНУП-топлива проводили в динамическом режиме с применением модельного азотнокислого раствора урана, а также растворенной пробы образца СНУП топлива. Анализ полученных растворов проводили методом АЭС-ИСП и методами гамма-спектрометрии и радиометрии. В ходе работы были определены коэффициенты очистки  $K_{оч}$  и коэффициенты разделения  $K_p$ .

Коэффициент очистки ( $K_{оч}$ ) анализируемого элюата для определения примесей от урана достигает  $(0,7-2,3) \cdot 10^5$ , от плутония  $> 10^4$ , от америция  $\sim 2,5 \cdot 10^3$ . Активность на рабочем месте анализируемого элюата не превышает МЗА.

Коэффициент разделения ( $K_p$ ) металлических примесей от урана достигает  $> 10^6$ , от плутония  $> 10^3$ , от америция достигает  $> 10^5$ . Коэффициент разделения плутония от урана достигает  $K_p > 10^4$ . Коэффициенты разделения урана от плутония, плутония от америция на уровне  $\sim 10^2$  оценены с некоторым приближением и подлежат уточнению.

Предложенный способ разделения основных компонентов и примесей в СНУП топливе позволяет выделить в чистом виде фракции основных компонентов топлива и примесей с целью их последующего анализа современными физико-химическими методами.



## СПОСОБ РЕГЕНЕРАЦИИ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ ИЗ ОТХОДЯЩЕГО ГАЗОВОГО ПОТОКА НА ГОЛОВНЫХ ОПЕРАЦИЯХ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

И.Н. Сеелев, П.В. Аксютин, А.Ю. Жабин, А.С. Дьяченко

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск, [atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)*

При радиохимической переработке отработанного ядерного топлива (ОЯТ) ОДЦ ФГУП «ГХК» на операциях окисления и растворения в газовую фазу совместно с оксидами азота и азотной кислотой отделяются летучие радионуклиды ( $^3\text{H}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{14}\text{C}$ ) в газо-аэрозольной форме. С целью выделения из газового потока азотной кислоты не содержащей тритий на модельном потоке проводили экспериментальную апробацию способа, основанного на абсорбционном поглощении кислотообразующих оксидов азота и каталитически активируемом восстановлении тритийсодержащей азотной кислоты до монооксида азота с последующим его окислением до свободной от трития азотной кислоты. Отработанный парогазовый поток от операции окисления имитатора оболочечного топлива, содержащий оксиды азота, йод, пары азотной кислоты и тритиевой воды улавливали в абсорбционной колонне. Орошение насадки проводили циркулирующим раствором азотной кислоты с концентрацией 50 г/л. При достижении в растворе концентрации азотной кислоты 225 г/л проводили отгонку йода потоком сжатого воздуха с последующей его сорбцией на твердом серебро-содержащем сорбенте. После отгонки йода при температуре 80 °С в раствор вносили щавелевую кислоту до получения ее концентрации 255 г/л. При пропускании полученного раствора кислот через зернистый слой твердофазного катализатора при температуре 95-99 °С происходило восстановление азотной кислоты до монооксида азота. Степень восстановления азотной кислоты при этом составила 75,5%. Отходящий водный поток при остаточном содержании азотной кислоты 52-55 г/л направляли на следующий цикл операции абсорбционного поглощения. Отходящий из каталитической колонны газовый поток направляли на колонну доокисления, орошаемую раствором пероксида водорода. В результате окисления монооксида азота и поглощения диоксида азота раствором была получена концентрация азотной кислоты 420-500 г/л с ее выходом в регенерат более 93,4 %. Коэффициенты очистки газового потока составили: от оксидов азота  $10^3$ ; от йода  $10^2$ . Очистка азотной кислоты (в пересчете на диоксид азота) от трития составила 99,3%. По результатам серии экспериментов подтверждена перспективность разработанного способа и возможность его использования на реальных продуктах в условиях горячих камер на пилотном стенде газоочистки.

**ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОИЗВОДСТВЕННОГО РАДИАЦИОННОГО  
КОНТРОЛЯ ПИТЬЕВОЙ ВОДЫ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДА  
РАДИОХИМИЧЕСКОГО ВЫДЕЛЕНИЯ ОСНОВНЫХ  
ДОЗОБРАЗУЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ**

**В.В. Ступина, Л.Н. Басалаева, Т.А. Бежяшева, С.А. Иванов,  
М.В. Кадука, Н.В. Салазкина**

*Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт  
радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева, Федеральная  
служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия  
человека, Санкт-Петербург, kaduka@mail.ru*

Вода природных источников используется для питьевого водоснабжения, а значит является объектом контроля, в том числе и по показателям радиационной безопасности. В соответствии с нормативными документами в области обеспечения радиационной безопасности проводится предварительная оценка соответствия питьевой воды по удельной суммарной альфа- и бета-активности. При превышении критериев 0,2 Бк/кг для альфа- и 1,0 Бк/кг для бета-активности, в обязательном порядке проводится полный анализ содержания радионуклидов в воде радиохимическими методами, в результате которого можно определить дозобразующие радионуклиды для каждого источника. На основании этого анализа рассчитывается эффективная доза облучения населения за счет содержания радионуклидов в воде и принимается решение об установлении производственного радиационного контроля. При проведении которого допускается определять только те радионуклиды, вклад которых составляет 80%. Как правило, по радиологическим признакам воды природных источников подразделяются на радиевые, урановые и урано-радиевые, а так же воды, содержащие  $^{210}\text{Po}$  и  $^{210}\text{Pb}$ . Такое разделение связано с составом природных вод, распространенностью радионуклидов, их концентрацией в объектах окружающей среды. Установив состав воды природного источника и убедившись в его стабильности, в дальнейшем, при проведении производственного контроля можно определять только основные дозобразующие радионуклиды — в одном случае это будут  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{224}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , в другом  $^{238}\text{U}$ , в третьем  $^{210}\text{Po}$  или  $^{210}\text{Pb}$ . Такой подход существенно снижает затраты при проведении радиационного контроля, так как нет необходимости расширенного радиохимического анализа в рамках производственного контроля.

## **ИЗВЛЕЧЕНИЕ МЕТАЛЛОВ ПЛАТИНОВОЙ ГРУППЫ (МПГ) ИЗ НЕРАСТВОРИМОГО ОСТАТКА (НО), ОБРАЗУЮЩЕГОСЯ ПРИ КИСЛОТНОМ РАСТВОРЕНИИ ВОЛОКСИДИРОВАННОГО ОЯТ**

**Д.В. Тихомиров, А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева, Г.А. Апальков**

**ФЯО ФГУП «ГХК», г. Железногорск, [atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)**

В продукте кислотного растворения ОЯТ ВВЭР-1000 (53 ГВт·сут/тU) при концентрации урана 520 г/л концентрация НО составляет 9-11 г/л. При введении флокулянта дипроксамина-157 содержание НО увеличивается до 19 г/л с выведением в НО более 90 % МПГ. С целью извлечения МПГ из НО проводили лабораторную апробацию способа переработки НО, включающую вскрытие НО и аффинажные операции МПГ.

В полученной после растворения ОЯТ и промывки ротора центрифуги ОВГ суспензии концентрация НО составила 38 г/л. Продукт корректировали до содержания  $\text{HNO}_3$  60 г/л. Окислительную трансформацию НО вели в присутствии серебра 5,1 г/л при плотности тока  $200 \text{ mA/cm}^2$  и температуре  $35 \text{ }^\circ\text{C}$ . В объединенный декантат продукта и промывных растворов содержащего 89 % рутения, при концентрации в нем  $\text{HNO}_3$  22 г/л, вносили карбогидразид до концентрации 0,2 г/л, нейтрализовали раствором нитрата гидразина до рН 1. Рутений (совместно с серебром) отделяли при  $80 \text{ }^\circ\text{C}$  на твердофазном катализаторе из потока (4 к.о./ч) полученного раствора, с последующим их извлечением из зернистого слоя в раствор  $\text{HNO}_3$  500 г/л. Оставшееся количество НО (62 %) передавали в виде суспензии в аппарат-растворитель, где сушили при  $95 \text{ }^\circ\text{C}$  и восстанавливали при  $200 \text{ }^\circ\text{C}$  в токе аргона, содержащего 7,5 % муравьиной кислоты. После продувки реакционного объема аргоном охлаждали НО до  $25 \text{ }^\circ\text{C}$  и обрабатывали при  $95 \text{ }^\circ\text{C}$  раствором  $\text{HNO}_3$  500 г/л с подачей в донную часть аппарата потока  $\text{O}_2$ , содержащего 35 мг/л  $\text{O}_3$ .

В объединенный декантат продукта и промывных растворов, содержащий 87 % родия, 94 % палладия, при концентрации  $\text{HNO}_3$  142 г/л вносили аминокислоту и карбогидразид до концентрации 15 г/л и 0,4 г/л соответственно, нагревали до  $60 \text{ }^\circ\text{C}$  и проводили восстановительный процесс путем дозирования в реакционный объем раствора нитрата гидразина с последующим нагревом до  $95 \text{ }^\circ\text{C}$ . Остывший раствор декантировали. После промывки осадка проводили его растворение в азотной кислоте 750 г/л при  $95 \text{ }^\circ\text{C}$  с подачей потока озono-кислородной смеси. Оставшееся количество НО составило 6,3 %.

В полученные азотнокислые продукты из НО переведено 92 % Pd, 73 % Ru и 70 % Rh. Коэффициенты очистки МПГ от продуктов деления составили  $10^4$ - $10^6$ . Результаты экспериментов подтверждают перспективность разработки и целесообразность ее стендовой проверки.

## СИНТЕЗ И СОРБЦИОННЫЕ СВОЙСТВА ПОРИСТЫХ РЕЗОРЦИНФОРМАЛЬДЕГИДНЫХ СМОЛ

Э.А. Токарь<sup>1,2)</sup>, А.М. Егорин<sup>1,2)</sup>, Д.С. Мисько<sup>1)</sup>, А.И. Мацкевич<sup>1)</sup>,  
И.Г. Тананаев<sup>1,2)</sup>, В.А. Авраменко<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Дальневосточный федеральный университет, г. Владивосток*

<sup>2)</sup> – *Институт химии Дальневосточного отделения Российской академии наук, г. Владивосток, Россия*  
*d.edd@mail.ru*

Полимерные материалы, получаемые полимеризацией дисперсионной среды высококонцентрированных эмульсий PolyHIPEs (porous emulsion-templated polymers synthesized within high internal phase emulsions) являются перспективными материалами. Такие полимеры могут быть использованы в качестве катализаторов, изоляционных, текстильных, демпферных, а также сорбционных и ионообменных материалов. Благодаря высокой удельной поверхности пористые ионообменные смолы в сравнении с обычными будут обладать большей эффективностью вследствие повышенных кинетических характеристик сорбционного процесса. Нами были синтезированы пористые резорцинформальдегидные смолы с различным начальным содержанием дисперсионной фазы (25, 35, 65 мас%) и исследованы их сорбционные характеристики по отношению к Cs в микро- и макроконцентрациях. В качестве дисперсионной фазы был использован толуол, отверждение проводили при  $210 \pm 5$  °С, изображение образца ионита приведено на рис. 1.

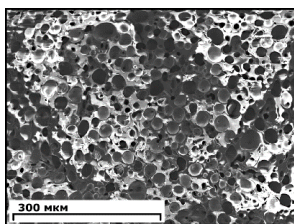


Рисунок 1 – СЭМ-изображение поверхности ионообменной смолы

Свойства пористых резорцинформальдегидных смол определяются количеством вносимой при синтезе дисперсионной среды. В динамических условиях наилучшими сорбционными характеристиками обладает ионит с начальным содержанием 25 мас% толуола. При скорости фильтрации 50 колоночных объемов в час эффективность извлечения Cs-137 из щелочного раствора на таком образце в среднем в два раза выше по сравнению с непористым катионитом.

Работа выполнена при поддержке Российского Фонда  
Фундаментальных исследований грант № 18-33-00458\18 мол\_а.

## ОРГАНИЗАЦИЯ УЗЛА ПОДГОТОВКИ И ДОЗИРОВАНИЯ МОДЕЛЬНОЙ СУСПЕНЗИИ ПРИ ОЦЕНКЕ РАБОТОСПОСОБНОСТИ УСТРОЙСТВ ОСВЕТЛЕНИЯ

А.Н. Томарев, А.Ю. Жабин, С.А. Парецкова, А.С. Дьяченко

ФГУП «ГХК», г. Железногорск, E-mail: [atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)

При оценке работоспособности устройств освещения на ФГУП «ГХК» применялся имитатор продукта кислотного растворения ОЯТ с концентрацией нитрата уранила -  $500 \pm 50$  г/л, азотной кислоты -  $10 \pm 5$  г/л, твердой фазы 19 г/л, при размере и плотности частиц 0,05-10 мкм и 4,5-8,2 г/л, соответственно. Для стабилизации эксплуатационных характеристик модельную суспензию использовали в течение 20 ч с момента приготовления. Непрерывный поток питания получали смешением основного потока нитрата уранила и вспомогательного потока концентрата дисперсной фазы в соотношении (5-6):1. Концентрат готовили из 4-ех предварительно синтезированных пастообразных компонентов путем их разбавления, усреднения и диспергированием в ультразвуковом поле. Каждая полученная в лабораторных условиях порция объемом 10 л в расчетное время транспортировалась на стенд в среднем с периодичностью 2-6 ч. Очередную порцию концентрата принимали наливом в питающую емкость к остатку от предыдущей и усредняли перемешивающим устройством. Концентрат дозирующим насосом при скорости подачи 1,7-2 л/ч направляли в УЗ-диспергатор, и далее в сетчатую колонну, где происходило смешение с основным потоком. Из сетчатой колонны разбавленную суспензию принимали самотеком в накопительную емкость объемом 100 л. Полученный имитатор перемешивали со скоростью 200-350 об/мин, термостатировали через внешнюю греющую рубашку и с помощью дозирующего насоса непрерывным потоком направляли в каскад центрифуг. Реализованная схема узла подготовки и дозирования модельной суспензии (рис.1) позволила получить в течение 130 часов однородный поток питания, с предельным отклонением по концентрации и гранулометрическому составу твердой фазы менее 5 %.

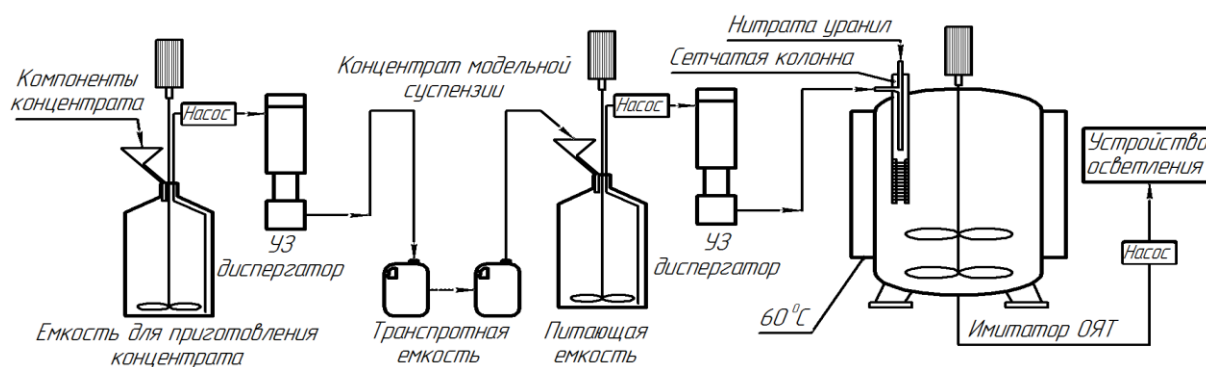


Рис.1

## **ВЛИЯНИЕ КОМПЛЕКСООБРАЗУЮЩИХ АНИОНОВ НА ВЫБОР МЕТОДА ОЧИСТКИ РАСТВОРОВ ОТ РАДИОНУКЛИДОВ**

**В.В. Торопова, А.В. Радкевич, Н.И. Вороник**

*Объединённый институт энергетических и ядерных исследований –  
Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Беларусь  
E-mail: valen.toropova@mail.ru*

Эффективность процессов и технологий переработки жидких радиоактивных сред, основанных на разделении фаз (ионный обмен, сорбция, ультрафильтрация и т.д.) зависит от гидролитического поведения радионуклидов в водных растворах, которое определяется, в том числе, составом раствора. При введении в раствор комплексообразующих анионов (КА) могут сдвигаться существующие равновесия и изменяться формы нахождения радионуклида в растворе, вплоть до перехода их из коллоидного состояния в ионное. Соответственно будут изменяться и способы очистки растворов от радионуклидов, то есть состояние радионуклида в растворе будет определять выбор наиболее эффективного способа переработки ЖРО.

Состояние радионуклидов Co(II), Mn(II), Fe(III), Cr(III), Th(IV) и др. в растворах, содержащих анионы различной природы, было исследовано с использованием целого ряда физико-химических методов. Полученные данные показали, что анионы, образующие слабые комплексы с катионами металлов, не оказывают заметного воздействия на гидролитическую полимеризацию этих катионов в растворе.

С ростом pH происходит образование различных гидроксоформ металл-ионов в растворе, а увеличение ионной силы раствора за счет увеличения концентрации этих солей приводит к увеличению концентрации полиядерных гидроксокомплексов в растворе.

Присутствие в растворе сильных КА (цитрат-, оксалат-, ЭДТА и др.) оказывает значительное влияние на процессы гидролиза, сорбции и соосаждения металл-ионов. Показано, что при введении КА в раствор они связывают радионуклиды в устойчивые комплексы, которые не сорбируются ни коллоидными частицами, ни сорбентами различной природы и не задерживаются мембраной, проницаемой для ионов.

Полученные данные также показывают, что присутствие КА в растворе сдвигает начало соосаждения радионуклидов  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{54}\text{Mn}$  с гидроксоформами Fe(III) в область более высоких значений pH и концентраций Fe(III).

Таким образом, образование устойчивых комплексов в растворах позволяет целенаправленно использовать изменение гидролитических равновесий для селективного разделения радионуклидов различными методами.

**ВЫДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ ПРИ РАЗДЕЛЕНИИ РЗЭ И ТПЭ  
МЕТОДОМ ВЫТЕСНИТЕЛЬНОЙ  
КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЬНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ**

**Л.А. Фирсова, О.В. Харитонов, В.В. Милютин**

*ФГБУН Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук, Москва, [Lubovfirsova@mail.ru](mailto:Lubovfirsova@mail.ru)*

Проблема отделения плутония от ТПЭ и РЗЭ связана с постоянным присутствием его в тех или иных количествах в растворах после переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ).

В докладе приведены результаты по выделению плутония из модельных растворов, полученных после переработки ОЯТ, с использованием метода вытеснительной комплексобразовательной хроматографии (ВКХ) на катионите КУ-2 с применением диэтилентриаминтентаацетата (ДТПА) аммония в качестве элюента.

Введение в исходные растворы азотнокислого гидразина позволяет стабилизировать плутоний в трехвалентном состоянии и полностью (без проскока) сорбировать его на сульфокатионите в виде трехзарядного катиона.

Введение в элюент на основе ДТПА 0,09 моль/л перекиси водорода позволяет перевести плутоний в четырехвалентное состояние. При этом плутоний полностью отделяется от ТПЭ и вымывается в минимальном объеме на передней границе удерживающего иона.

При проведении эксперимента в условиях повышенной температуры (70°C) процесс разделения осложняется газовыделением.

При проведении технологических процессов разделения ТПЭ и РЗЭ с помощью ВКХ на сульфокатионитах во избежание газовыделения целесообразно выделение плутония проводить при комнатной температуре. После отделения плутония следует повысить температуру до 70°C и заменить элюент, содержащий перекись водорода, на обычные элюенты, используемые для разделения смесей РЗЭ и ТПЭ.

## РАЗДЕЛЕНИЕ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ МЕТОДОМ ВЫТЕСНИТЕЛЬНОЙ КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЬНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ

О.В. Харитонов<sup>1)</sup>, Л.А. Фирсова<sup>1)</sup>, Е.А. Козлитин<sup>1)</sup>, В.В. Милютин<sup>1)</sup>,  
К.В. Бугров<sup>2)</sup>, Н.Г. Яковлев<sup>2)</sup>, С.В. Фадеев<sup>2)</sup>, Ю.А. Ворошилов<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *ФГБУН ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина РАН, Москва*

<sup>2)</sup> – *ФГУП ПО Маяк, Озерск Челябинской области  
ovxa@mail.ru*

В настоящее время все перспективы развития атомной энергетики связаны с решением проблем переработки постоянно нарастающего количества отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и утилизации радиоактивных отходов (РАО).

Современная технология переработки ОЯТ, отвечающая концепции замкнутого топливного цикла, в том числе в рамках программы «Прорыв», должна предусматривать выделение радионуклидов америция. Очищенный от РЗЭ и кюрия америций может быть включен в состав топлива для быстрых реакторов для трансмутации.

В процессе рассмотрения возможной технологии переработки ОЯТ для получения чистой фракции америция, направляемого на трансмутацию, был выбран метод вытеснительной комплексобразовательной хроматографии, где в качестве сорбента используется монодисперсный сильнокислотный сульфокатионит российского производства марки «Токем 308».

На установке ФГУП «ПО «Маяк» проведена проверка двухстадийной технологии выделения  $^{244}\text{Cm}$  и  $^{241,243}\text{Am}$  из концентрата РЗЭ и ТПЭ, полученного из водно-хвостового раствора от экстракционной переработки ОЯТ ВВЭР-440 с использованием сульфокатионитов.

На аффинажной стадии при использовании в разделительных колоннах катионита Токем-308 зерна 220 мкм было выделено около 14 г  $^{244}\text{Cm}$ , из которых 9 г – фракция обогащенного кюрия с содержанием америция менее 6% по активности. В смешанной фракции кюрия-амерция содержалось примерно 4,6 г  $^{244}\text{Cm}$  и около 40 г  $^{241,243}\text{Am}$ . Нароботан концентрат америция с содержанием около 65 г  $^{241,243}\text{Am}$ . В обогащенной фракции америция содержание кюрия составило менее 0,8 % по массе, а содержание  $^{154,155}\text{Eu}$  - менее 0,1% по активности.



**РАЗРАБОТКА И ПРОВЕРКА ТЕХНОЛОГИИ ВЫДЕЛЕНИЯ  
ФРАКЦИЙ  $^{227}\text{Ac}$  И  $^{229}\text{Th}$  ИЗ ОБЛУЧЕННОГО  $^{226}\text{Ra}$**

**Р.Н. Хасанов, К.В. Бугров, С.А. Лукин, С.В. Фадеев, Ю.А. Ворошилов,  
А.С. Антушевский, Н.Г. Яковлев**

***ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)***

Короткоживущие  $\alpha$ -излучающие радионуклиды  $^{225}\text{Ac}$ ,  $^{213}\text{Bi}$ ,  $^{211}\text{Pb}/^{211}\text{Bi}$  и  $^{223}\text{Ra}$ , обладают уникальной возможностью для их использования в ядерной медицине благодаря короткому пробегу  $\alpha$ -частиц и высоким значениям линейной передачи энергии. Материнскими изотопами перечисленных короткоживущих  $\alpha$ -излучающих радионуклидов являются  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{229}\text{Th}$ , которые возможно получить при облучении  $^{226}\text{Ra}$  в ядерном реакторе.

Облученный препарат  $^{226}\text{Ra}$  хранится на ФГУП «ПО «Маяк» с 1954 года в виде безводного бромида радия ( $^{226}\text{RaBr}_2$ ). С 2016 года на ФГУП «ПО «Маяк» проводились исследования по разработке технологии выделения  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{229}\text{Th}$  из облученного  $^{226}\text{Ra}$ . Лабораторные исследования выполняли с использованием соединений Ва (химического аналога  $^{226}\text{Ra}$ ), La (имитатора  $^{227}\text{Ac}$ ) и Th с природным изотопным составом.

В результате экспериментов, проведенных на имитаторе облученной соли  $^{226}\text{RaBr}_2$ , в качестве которого использовали смесь солей  $\text{BaBr}_2 \cdot 2 \text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{Th}(\text{NO}_3)_4 \cdot 4 \text{H}_2\text{O}$  и  $\text{La}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6 \text{H}_2\text{O}$ , была предложена технология включающая следующие стадии: растворение соли  $\text{RaBr}_2$  в слабом растворе  $\text{HNO}_3$ ; осаждение  $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2$  дымящей  $\text{HNO}_3$  с последующим отделением фильтрата, содержащий  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{229}\text{Th}$ ; последовательное выделение фракции  $^{229}\text{Th}$  на анионите Purolite A-560 и фракции  $^{227}\text{Ac}$  на Axionit MND 40T; конверсия  $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2$  в  $\text{RaBr}_2$  для его повторного облучения. В ходе комплексной проверки предложенной технологии, был получен концентрат Th с коэффициентами очистки от Ва и La, равными  $10^4$  и  $4,6 \cdot 10^3$ , соответственно. На стадии выделения La получен итоговый концентрат с коэффициентом очистки от Ва равный  $1,2 \cdot 10^3$ .

С октября 2016 года на ФГУП «ПО «Маяк» проводились опытные операции по отработке технологии извлечения  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{229}\text{Th}$  из трех ампул с облученным  $^{226}\text{Ra}$ , по результатам которых были получены кондиционные концентраты  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{229}\text{Th}$ .

Необходимо отметить, что реализованная технология обеспечивает отделение целевых компонентов от  $^{226}\text{Ra}$  и позволяет производить дальнейшее их разделение вне горячей камеры. Технология предусматривает получение индивидуальных концентратов  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{229}\text{Th}$ .

**ЗАКОНОМЕРНОСТИ ИОНООБМЕННЫХ ПРОЦЕССОВ НА  
МАТЕРИАЛАХ, ПРЕДЛАГАЕМЫХ ДЛЯ «ИОНОСЕЛЕКТИВНОЙ  
СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ»**

**А.С. Чугунов, В.А. Винницкий**

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт  
(технический университет), Санкт-Петербург, tchuginov@mail.ru*

Известно [1,2], что согласно существующей классификации ионообменных материалов гексацианоферроатные сорбенты с теоретической общей формулой  $K_2Me[Fe(CN)_6]$  ( $Me \equiv Ni^{2+}, Cu^{2+}$ ) должны быть отнесены к слабокислотным бифункциональным катионитам, селективность которых к ионам металлов возрастает с уменьшением гидратированного радиуса, совпадая с аналогичными рядами для сульфокатионитов. На практике это означает, что естественными конкурентами при сорбции радиоцезия выступают, в первую очередь, ионы калия и аммония и практически все катионы цветных металлов. В этом плане способность этих материалов к специфичной сорбции вызывает серьёзные сомнения. Тот факт, что сорбция этих радионуклидов протекает при достаточно высоких концентрациях солей натрия показывает, что процесс подчиняется правилу Фаянса — Панета.

Это положение означает, что прямое ионирование при дезактивации радиоактивно загрязнённых жидких сред позволит устойчиво достигать нормативных показателей только при относительно невысоких удельных активностях сорбентов, что приводит к увеличению стоимости переработки за счёт необоснованно высокого расхода сорбента и, соответственно, фильтр-контейнеров.

Более рациональным представляется использование комбинированных систем, обеспечивающих истинное фракционирование компонентов жидких радиоактивных сред по химическим свойствам, в частности - мембранных технологий разделения — нанофильтрации и диализа.

Результаты получены в ходе выполнения Проекта № 13.6572.2017/8.9.

[1]. Шведов В.П., Иванова Л.М., Жариков В.И. Выделение радиоактивного цезия из морской воды. I. Выделение цезия в виде соединений с ферроцианидами цинка, меди и никеля // Радиохимия. 1963. Т. 5. № 2. С. 182–185.

[2]. Карпова И.Ф., Казаков Е.В. Ионный обмен на ферроцианидах осаждённых на твёрдой фазе // Вестник ЛГУ. Серия физика, химия. 1965. С. 159–160.

**ТЕРМОХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ  $^{90}\text{Mo}$  БЕЗ  
НОСИТЕЛЯ ИЗ МИШЕНИ НИОБИЯ ДЛЯ НАРАБОТКИ  $^{90}\text{Nb}$  В  
РЕАКЦИИ  $^{93}\text{Nb}(p, 4n)^{90}\text{Mo} \rightarrow ^{90}\text{Nb}$**

**И.А. Чупраков<sup>1,3)</sup>, Д.В. Караиванов<sup>2,3)</sup>, Н.В. Аксенов<sup>1)</sup>, Г.А. Божиков<sup>1)</sup>,  
П. Штайнеггер<sup>1)</sup>, Ю.В. Альбин<sup>1)</sup>, Д.В. Философов<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Лаборатория ядерных реакций им. Г.Н.Флерова, ОИЯИ, Дубна*

*<sup>2)</sup> – Лаборатория ядерных проблем им. В. П. Джеленова, ОИЯИ, Дубна*

*<sup>3)</sup> – Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан*

*<sup>4)</sup> – Институт ядерных исследований и ядерной энергетики, София,  
Болгария*

*[ilya\\_chuprakov@bk.ru](mailto:ilya_chuprakov@bk.ru)*

По своим ядерно-физическим характеристикам  $^{90}\text{Nb}$  ( $T_{1/2} = 14,6$  часов,  $\beta^+$ - 53%,  $E_{\beta^+} = 350$  кэВ) является одним из перспективных радионуклидов для иммунно-ПЭТ диагностики. В работе описывается оригинальный и простой метод выделения  $^{90}\text{Mo}$  без носителя из облученной ускоренными протонами мишени ниобия природного состава для дальнейшего накопления высокой удельной активности  $^{90}\text{Nb}$  в реакции  $^{93}\text{Nb}(p,4n)^{90}\text{Mo} \rightarrow ^{90}\text{Nb}$ .

Ниобиевые фольги были облучены протонами с энергией 65 МэВ на ускорителе, ток составлял - 1,5 мА, время облучения - 2 минуты. Далее мишень выдерживали около одного часа для распада короткоживущих радионуклидов. Термохроматографическое разделение  $^{90}\text{Mo}$  от облученной мишени проводилось в высокотемпературной трубчатой печи при температуре 1590°C в течение 30 минут. Поток воздуха (130 мл/мин) обеспечивал достаточное количество кислорода для полного сжигания облученной мишени. Выход материнского радионуклида  $^{90}\text{Mo}$  для накопления  $^{90}\text{Nb}$  термохроматографическим методом составил 51%.

**ОСОБЕННОСТИ СОРБЦИОННОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ  
СТАБИЛЬНОГО И РАДИОАКТИВНОГО СТРОНЦИЯ  
ФОСФАТАМИ КАЛЬЦИЯ И МАГНИЯ**

**И.Л. Шашкова<sup>1)</sup>, Н.В. Китикова<sup>1)</sup>, А.И. Иванец<sup>1)</sup>, А.В. Радкевич<sup>2)</sup>,  
Л.В. Шемент<sup>2)</sup>**

*1) – Институт общей и неорганической химии НАН Беларуси, г. Минск,  
ivanets@igic.bas-net.by*

*2) – Объединенный институт энергетических и ядерных исследований –  
Сосны НАН Беларуси, г. Минск*

Фосфаты кальция и магния проявляют высокую эффективность при извлечении радионуклидов  $^{85}\text{Sr}$  и  $^{60}\text{Co}$ . Наряду с гидроксипатитом (ГА), давно зарекомендовавшим себя как хороший сорбент различных ионов тяжелых металлов, нами были изучены также фосфаты кальция и магния неapatитовой структуры: гидрофосфаты кальция и магния (ГФК и ГФМ, соответственно), трикальцийфосфат (ТКФ). Согласно нашим исследованиям, степень извлечения радионуклидов Sr из водного раствора увеличивается в ряду ГФК = ТКФ < ГФМ < ГА, хотя по ряду других металлов ТКФ превосходил ГА. На основании предварительных данных нами разработаны способы получения фосфатных композиционных сорбентов из природного сырья – доломита, представляющего собой карбонат кальция и магния, путем его фосфатирования различными способами.

В результате получены сорбенты ФД-1 (смесь ГФК и ГФМ), ФД-2 (смесь ТМФ, ТКФ и среднего фосфата магния-аммония) и ФД-3 (смесь MgO, CaCO<sub>3</sub>, ГФМ и аморфного ТКФ). Исследование особенностей извлечения ионов стабильного стронция и радионуклида  $^{85}\text{Sr}$  показало, что эффективность извлечения стронция из растворов, содержащих макроколичества ионов Sr<sup>2+</sup>, возрастает в ряду ФД-3 < ФД-2 < ФД-1, протекает по механизму хемосорбции и зависит от химического состава сорбентов. В случае извлечения радионуклида  $^{85}\text{Sr}$ , содержащегося в растворе в микроколичествах, ряд активности сорбентов трансформируется в следующий ФД-1 < ФД-3 < ФД-2 и определяется такими физико-химическими параметрами сорбентов как пористость и кислотно-основные свойства поверхности.

Аналогичная зависимость сохраняется при извлечении радионуклидов  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{85}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  из их смеси. Наибольшую эффективность все сорбенты проявляют в отношении  $^{60}\text{Co}$ , наименьшую – к  $^{137}\text{Cs}$ .

## АСПЕКТЫ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ АКТИНИДОВ

Н.Г. Яковлев

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва, yakovlev\_ng@nrcki.ru*

Исследованы аспекты электрохимического поведения урана, нептуния и плутония в азотнокислых растворах и в экстракционных и экстракционно-хроматографических системах. Процессы были реализованы на основе трехэлектродных электрохимических ячеек. В качестве рабочих электродов использовали плоские электроды из платины и объемно-пористые электроды из углеродного волокнистого материала (УВМ) с исключительно большой удельной поверхностью (до сотен м.кв./г). В последнем случае это позволяло минимизировать ограничения, связанные с массообменом и удельной поверхностью электрода, т.е. соотношением  $S/V$ , и держать электрохимические процессы под полным контролем.

Диапазон концентраций азотной кислоты – от 1 до 2 моль/л. Диапазон потенциалов рабочего электрода ограничен потенциалами разложения воды и лежит в пределах от 0,0 до 1,8 В (НВЭ) для платинового электрода и от -0,6 до 1,6 В (НВЭ) для электрода из УВМ. Исходные степени окисления: U(VI), Np(V), Pu(IV), концентрации от  $10^{-5}$  до  $10^{-3}$  моль/л, контроль окисления - электрохимический и спектрофотометрический.

В стационарных и динамических условиях были исследованы электрохимические свойства переходов: U(VI/IV), Np(IV/III), Np(VI/V), Pu(IV/III). Определены формальные окислительно-восстановительные потенциалы этих пар, оценена кинетика и механизм процессов. Показана высокая эффективность использования электродов из УВМ для препаративных целей, вольтамперометрических и кулонометрических определений урана, нептуния и плутония при их совместном присутствии. Нижняя граница диапазона концентраций для вольтамперометрических измерений –  $10^{-5}$  моль/л с относительной неопределенностью до 5%.

В экстракционных системах использовали рабочие электроды из платины, перемешивание фаз осуществляли барботированием инертного газа. В экстракционно-хроматографических системах в качестве рабочего электрода и носителя органической фазы использовали УВМ. Экстрагентами служили ди-2-этилгексилфосфорная кислота (Д2ЭГФК), триоктилфосфиноксид (ТОФО), трибутилфосфат (ТБФ). Определены параметры процессов, дана интерпретация экстракционного сдвига окислительно-восстановительных равновесий. Предложены варианты использования полученных результатов для разделения радионуклидов, и для инверсионной вольтамперометрии с экстракционным накоплением.

## **3. РАДИОАНАЛИТИЧЕСКАЯ ХИМИЯ**



## ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ПРИМЕСИ ПЛУТОНИЯ В УРАНОВЫХ МАТЕРИАЛАХ

**В.И. Астафуров**

*ФГУП НТЦ РХБГ ФМБА России, Москва, vastafurov@mail.ru*

Разработан комплекс методик определения примеси плутония в металлическом уране, оксидах, тетра- и гексафториде урана, плаве гексагидрата нитрата уранила, азотнокислых растворах урана, получаемых в процессе переработки отработавшего ядерного топлива. Методики используются в штатном контроле урановой продукции, например [1].

Пробу с массой урана 0,1-1,5 г переводят в азотнокислый раствор, стабилизируют плутоний в степени окисления +4 и проводят его избирательное выделение из раствора в хроматографической колонке с нитратом метилтриоктиламмония (ТОМАН) на фторопласте-4. В условиях пробоподготовки плутоний подвергают воздействию азотной кислоты, фторид-ионов, аскорбиновой кислоты, сульфамината железа (II), бромат-ионов. В процессе сорбции Pu(IV) и промывки сорбента 1,5-2,0 М HNO<sub>3</sub> достигается практически полная очистка плутония от одно-, двух- и трехзарядных катионов металлов, в том числе от U(VI) и Am(III), а также от нептуния, поскольку методика стабилизации Pu(IV) переводит нептуний в неэкстрагируемое ТОМАН пятивалентное состояние. Примесь тория вымывают из колонки раствором хлороводородной кислоты. Плутоний элюируют раствором комплексообразователя. Из полученного элюата готовят сухой тонкослойный препарат, проводят его альфа-спектрометрическое измерение и рассчитывают содержание плутония в исходной пробе. При массе урана в пробе 1 г коэффициенты очистки плутония от урана и тория, полученные в лабораторных условиях, равны соответственно: при использовании одной хроматографической колонки –  $(3-5) \cdot 10^4$  и  $\sim 2 \cdot 10^3$ , при двойной хроматографической очистке –  $(3-10) \cdot 10^7$  и  $(5-20) \cdot 10^5$ . Коэффициенты очистки плутония от урана и тория, полученные в производственных условиях операторами штатного контроля, при двойной хроматографической очистке равны соответственно  $(6 \cdot 10^5 - 1 \cdot 10^7)$  и  $\sim 3 \cdot 10^5$ . Диапазон определяемой альфа-активности плутония в уране, согласно [1], составляет от 0,15 до 300 Бк/г или, в пересчете альфа-активности нуклидов плутония на массовое содержание плутония-239, от 0,06 до 120 мкг/кг.

[1]. Астафуров В.И. Уран металлический и оксиды урана. Радиохимическая методика определения содержания примеси плутония: Отраслевая инструкция ОИ 001.500-2002. – М.: ВНИИНМ, 2002. – 20 с.



## СТАБИЛИЗАЦИЯ ВАЛЕНТНЫХ ФОРМ НЕПТУНИЯ И ПЛУТОНИЯ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ АНАЛИТИЧЕСКИХ ОПЕРАЦИЙ

**В.И. Астафуров**

*ФГУП НТЦ РХБГ ФМБА России, Москва, vastafurov@mail.ru*

Исследована полнота стабилизации валентных форм нептуния и плутония в азотнокислых и солянокислых средах с использованием различных реагентов с целью обеспечения оптимальных условий проведения аналитических операций, связанных с определением данных элементов в растворах и материалах различного состава и контролем содержания примесей в нептунии и плутонии.

При определении в пробах технологических растворов микро- и наногаммовых масс нептуния и плутония проводят их выделение в формах Np(IV) и Pu(IV). Для стабилизации Np(IV) в раствор вносят сульфаминат железа (II). Плутоний при этом восстанавливается до Pu(III). Для стабилизации Pu(IV) используется последовательность операций: Pu(IV,VI) → Pu(III) → Pu(IV). Оптимальным является применение сульфамината железа (II) и аскорбиновой кислоты в качестве восстановителя, бромата калия в качестве окислителя. Используемая методика стабилизации Pu(IV) переводит нептуний в пятивалентное состояние. При окислении Pu(III) в потоке элюента (1 М HNO<sub>3</sub>) эффективность действия окислителей снижается в ряду: NH<sub>4</sub>VO<sub>3</sub> > KBrO<sub>3</sub> > KMnO<sub>4</sub> > K<sub>2</sub>Cr<sub>2</sub>O<sub>7</sub>.

Методика определения примеси нептуния в плутонии включает операцию выделения Np(IV) из раствора Pu(III). Количественная стабилизация Np(IV) и Pu(III) достигается обработкой пробы смесью сульфамината железа (II) и аскорбиновой кислоты.

Методика анионообменной очистки миллиграммовых масс плутония от америция включает стабилизацию Pu(IV) обработкой пробы смесью концентрированной азотной кислоты с перекисью водорода при нагревании. При этом в пробу не вносятся солеобразующие реагенты, что является преимуществом данного способа. Однако при аналогичной обработке пробы, содержащей микро- и наногаммовые массы плутония, полнота стабилизации Pu(IV) не достигается.

При определении миллиграммовых масс плутония по собственному светопоглощению для стабилизации Pu(III) используют гидросиламин, гидразин, аскорбиновую кислоту. В ацетатном буферном растворе, содержащем гидразин и диэтилентриаминпентауксусную кислоту, Pu(III) самопроизвольно окисляется до Pu(IV).

**ПОТЕНЦИОМЕТРИЧЕСКИЕ СЕНСОРЫ С ПОЛИМЕРНЫМИ  
МЕМБРАНАМИ НА ОСНОВЕ СМЕСЕЙ ИОНОФОРОВ И ИХ  
ПРИМЕНЕНИЕ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ КАТИОНОВ ЛАНТАНИДОВ**

**Ю.С. Ашина<sup>1)</sup>, Д.О. Кирсанов<sup>1)</sup>, В.А. Бабаин<sup>2)</sup>, А.В. Легин<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Институт химии, Санкт-Петербургский государственный  
университет, Санкт-Петербург*

*<sup>2)</sup> – «ТриАрк Майнинг», Санкт-Петербург  
ashina.julia91@gmail.com*

Потенциометрические сенсоры на основе полимерных пластифицированных мембран являются одним из самых распространенных инструментов для анализа водных растворов. Тем не менее, анализ многокомпонентных образцов осложняется недостаточной селективностью таких сенсоров. Одним из возможных способов компенсации невысокой селективности отдельных сенсоров является использование массива перекрестно-чувствительных сенсоров. Различие в профилях чувствительности сенсоров массива, в сочетании с методами обработки многомерных данных может обеспечить одновременное определение ионов в смеси с достаточной точностью (см. например, [1]). Однако, при анализе смесей катионов со схожими свойствами, например, лантанидов, различия в характеристиках классических сенсоров с полимерной мембраной часто оказываются недостаточными.

В попытке добиться большей вариативности профилей чувствительности мы использовали сенсоры с мембранами, содержащими смесь нескольких ионофоров. В данной работе были рассмотрены чувствительность и селективность таких сенсоров к катионам лантанидов, а также возможность определения катионов лантанидов в смесях в сравнении с классическими «моноионофорными» сенсорами.

[1] D. Kirsanov, M. Khaydukova, L. Tkachenko, A. Legin, V. Babain, Potentiometric Sensor Array for Analysis of Complex Rare Earth Mixtures, Electroanal 24 (2012) 121-30.

## ИЗВЛЕЧЕНИЕ СВИНЦА СОРБЕНТАМИ ИМПРЕГНИРОВАННОГО ТИПА НА ОСНОВЕ КРАУН-ЭФИРОВ

Н.А. Бежин<sup>1,2)</sup>, И.И. Довгий<sup>1,3)</sup>, А.А. Выдыш<sup>1,2,3)</sup>, В.С. Янковская<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – ООО МИП «Сорбентэкс», г. Севастополь, [dovhyi.illarion@yandex.ru](mailto:dovhyi.illarion@yandex.ru)

<sup>2)</sup> – ФГАОУ ВО «СевГУ», г. Севастополь, [nickbezhin@yandex.ru](mailto:nickbezhin@yandex.ru)

<sup>3)</sup> – ФГБУН МГИ РАН, г. Севастополь

Для радиоаналитического мониторинга <sup>210</sup>Pb нами разработаны сорбенты импрегнированного типа на основе ди-*трет*-бутилдициклогексил-18-краун-6 и различных разбавителей.

Подобраны компоненты (краун-эфир, носитель, разбавитель краун-эфира) и оптимальные условия (температура, время импрегнирования, растворитель для импрегнирования) получения сорбентов для извлечения свинца из различных сред.

Показана эффективность спирта-теломера n3 как разбавителя ди-*трет*-бутилдициклогексил-18-краун-6 при извлечении свинца из азотнокислых и солянокислых растворов и ионной жидкости C<sub>4</sub>mim<sup>+</sup>Tf<sub>2</sub>N<sup>-</sup> при извлечении свинца из нейтральных растворов (рис. 1).

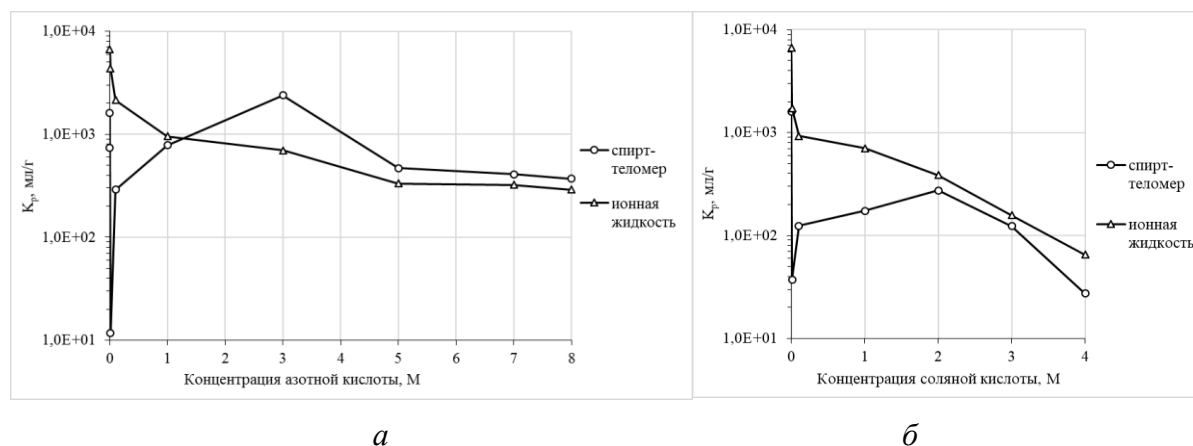


Рис. 1 – Зависимость  $K_p$  свинца от концентрации азотной (а) и соляной (б) кислот

В дальнейшем планируются изучение физико-химических характеристик разработанных сорбентов, а именно исследование изотермы, кинетики и селективности извлечения свинца.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ и города Севастополь (проект № 18-43-920004), Фонда содействия развитию малых форм предприятий в научно-технической сфере (программа Старт-1, проект № С1-21807) и в рамках государственного задания ФАНО Российской Федерации (тема «Океанологические процессы» № 0827-2018-0003).

**ОТЕЧЕСТВЕННЫЙ МАЛОГАБАРИТНЫЙ МАСС-СПЕКТРОМЕТР  
МИ-60 «LOWMASS» ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ИЗОТОПНОГО И  
ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА ЛЕГКИХ ЭЛЕМЕНТОВ В РАСТВОРАХ  
НА БАЗЕ ИСТОЧНИКА ИОНОВ ЭРИАД**

**Н.М. Блашенков<sup>1)</sup>, А.С. Антонов<sup>1,2)</sup>, А. Дьяченко<sup>2)</sup>, Н.С. Фомина<sup>1,2)</sup>,  
А.А. Семенов<sup>3)</sup>, А.В. Лизунов<sup>3)</sup>, Н.Р. Галль<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ФТИ им. А.Ф.Иоффе РАН Санкт-Петербург, 194021, ул.  
Политехническая 21, gall@ms.ioffe.ru,*

*<sup>2)</sup> – Институт аналитического приборостроения РАН, Санкт-  
Петербург, ул. И.Черных, 31а, Россия*

*<sup>3)</sup> – АО ВНИИНМ им. А.А.Бочвара, Москва, пер. Рогова д.5а*

Разработан, изготовлен и проходит тестирование прототип серии малогабаритных изотопных масс-спектрометров, предназначенных для экспресс анализа изотопного и химического состава растворов, содержащих легкие элементы, от Li до Al включительно. Масс-спектрометр основан на инновационных ионно-оптических и конструкционных решениях («МС-платформа») и источнике ионов ЭРИАД (электроспрей (ESI) с атомизацией в источнике). Приемник ионов прибора двух или трехканальный основан на координатно-чувствительном детекторе в виде комбинации двух микроканальных пластин и детекторов. Поддержание скиммера ESI при потенциале Земли позволяет исключить нестабильности, связанные с возможным загоранием разряда в области между скиммером и вытягивающим электродом. Процесс измерения полностью автоматизирован, кроме пробоподачи, которая осуществляется от шприцевого насоса.

Масс-спектрометр предназначен для измерения следовых концентраций бериллия в воздухе рабочих помещений или в технологических растворах при использовании лития в качестве внутреннего стандарта. он также может использоваться для измерения изотопного состава лития, а некоторой модификации – и изотопного состава магния, с одновременной регистрацией концентраций всех катионообразующих элементов от лития до алюминия включительно. прибор настольный, чувствительность в рабочем режиме до  $10^{-7}$  м. время измерения 2 мин, время пробоподготовки не более 5 мин. метод эриад обеспечивает практически 100% ионизацию всех катионов раствора и отсутствие интерференций, присущих icp, что резко упрощает регистрацию и увеличивает ее точность.

## РАДИОМЕТРИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ СОСТОЯНИЙ РЕНИЯ ПРИ ПОЛУЧЕНИИ СУЛЬФИДА РЕНИЯ(VII)

М.А. Богородская, М. Гансук

*РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, E-mail: tab800@mail.ru*

Наночастицы гидрозолей рения представляют интерес, как перспективные катализаторы, а также могут служить подложкой для осаждения различных нерастворимых веществ (в том числе лекарственных средств, содержащих радионуклиды).

В работе выполнен качественный и количественный анализ химических форм и агрегатных состояний рения в процессах: а) формирования наночастиц  $\text{Re}_2\text{S}_7$ , б) ионообменной очистки и в) фильтрования через фильтры Millipore 0.22 (с целью минимизации потерь на каждой стадии). Наночастицы получали по реакции:



Реакция (1) сопровождается побочной реакцией



Были определены величины энергий активации для обеих реакций:  $110 \pm 10$  кДж/моль (1) и  $40 \pm 2$  кДж/моль (2). Реакционная смесь стехиометрического состава содержала HCl концентрации 0,4-0,5 моль/л, и стабилизатор (желатин типа В). Время синтеза 2-3 мин. Реакцию "замораживали" изменением среды и охлаждением на ледяной бане.

Количественные определения рения выполняли методами радиоактивных индикаторов с изотопной ( $^{188}\text{Re}$ ) и неизотопной меткой ( $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ), распределение по фазам определяли методом радиотонкослойной хроматографии (РТСХ). Для спектрофотометрии фазы разделяли коагуляцией и центрифугированием.

Результаты, полученные альтернативными методами, хорошо согласовывались между собой. Максимальный выход сульфида рения составлял 40-45 %. Ионная очистка гидрозоля на анионите приводила к потерям около 70-75 %. При последовательной очистке на катионите и анионите потери составляли около 30 %, а на смешанной шихте – уменьшались до 10-15 %. Показано, что в условиях синтеза  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  нацело переходил в состав дисперсной фазы.

РТСХ показала наличие химических форм помимо сульфида рения и остаточного перрената. Были получены спектры поглощения в УФ-диапазоне, которые соответствовали тиоперренатам, и таким образом, свидетельствовали об обменном механизме реакции.

## ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОАКТИВНОСТИ АМИНОКИСЛОТНЫХ ОСТАТКОВ В СОСТАВЕ ДАЛАРГИНА

**В.А. Буняев, М.Г. Чернышева, И.Ю. Курбатов, И.А. Разживина,  
А.Л. Ксенофонтов, Г.А. Бадун**

*МГУ имени М.В.Ломоносова, Москва, vitalii1992@mail.ru*

Для выявления структурной организации белков с помощью метода тритиевой планиграфии и для изучения механизма реакций изотопного обмена трития с пептидами необходимо найти распределение трития по аминокислотным остаткам. Для этого проводят гидролиз меченых препаратов с последующим хроматографическим анализом. Разделение аминокислот можно проводить с помощью ионообменной хроматографии с постколоночной дериватизацией нингидринным реагентом (НР) для определения их количества и с помощью высокоэффективной жидкостной хроматографии (ВЭЖХ) на колонке С18 с предварительным получением производных фенилизотиоцианата (ПФ). В работе проведено сопоставление этих методов для определения количества и удельной радиоактивности аминокислот в составе даларгина, который представляет собой пептид состава Tyr-D-Ala-Gly-Phe-Leu-Arg.

Меченый даларгин получали изотопным обменом с газообразным тритием при активации реакции с помощью нагревания вольфрамовой проволоки или катализаторов на основе палладия и платины, нанесенных на углеродные подожки. После удаления лабильной метки проводили кислотный гидролиз. Далее одну часть гидролизата анализировали с помощью ионообменной хроматографии на аминокислотном анализаторе Hitachi L-8800 с измерением радиоактивности элюата на проточном счетчике радиоактивности Radiomatik 150TR. Другую часть гидролизата дериватизировали с получением ПФ и проводили ВЭЖХ на хроматографе Waters. Собирали фракции и измеряли радиоактивность на жидкостном сцинтилляционном спектрометре RackBeta 1215.

Проведенные анализы показали сходные результаты. Безусловно, аминокислотный анализ по методике Спэкмена, Штейна и Мура позволяет получать лучшую воспроизводимость при определении количества аминокислот. Но эффективность регистрации трития при измерении содержащего НР элюата ниже, чем при анализе ПФ, что критично при определении низких радиоактивностей. Вместе с тем удельная радиоактивность ПФ определяется с высокой точностью, так как при расчете этой величины компенсируется меньшая воспроизводимость при получении дериватов.

Работа выполнена при поддержке РФФИ (№17-03-00985).

## ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ УСТРОЙСТВА РАЗВЕДЕНИЯ ПРОБ ВЫСОКОАКТИВНЫХ РАСТВОРОВ

**И.В. Войнов<sup>1)</sup>, Ф.Э. Гофман<sup>2)</sup>, Р.Д. Гофман<sup>2)</sup>, А.Г. Евдокимов<sup>2)</sup>,  
С.В. Зоткин<sup>3)</sup>, Ю.Л. Корболин<sup>4)</sup>, Б.А. Морозов<sup>1)</sup>, В.Н. Наумов<sup>4)</sup>,  
Ю.А. Тадевосян<sup>4)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Филиал ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (национальный исследовательский университет)» в г. Миассе, mail@miass.susu.ru*

*<sup>2)</sup> – ООО «Сенсор», г. Гатчина, sensor@gtn.ru*

*<sup>3)</sup> – ООО НПК "Калибр" г. Миасс, kalibr78@mail.ru*

*<sup>4)</sup> – ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, lab235@po-mayak.ru*

Процедура разведения проб высокоактивных растворов является одной из актуальных задач аналитического контроля процесса переработки облученного ядерного топлива и утилизации ВАО. Широко распространенное ручное разведение в условиях защитных камер не обеспечивает должной точности и экологичности. Кроме того, доставка крупногабаритных защитных контейнеров (500кг) с пробами высокоактивных растворов в аналитическую лабораторию, территориально удаленную от точек пробоотбора, является трудоемкой и радиационно-опасной. ФГУП «ПО «Маяк» инициировало разработку ряда автоматических устройств разведения высокоактивных растворов. В настоящее время в опытную эксплуатацию введен комплект из двухстадийного устройства автоматического разведения (ООО «Сенсор») и механизма перемещения проб (ООО «Калибр», г. Миасс). Комплект устройств разведения, установленный в защитной камере химпробоотбора (КХПО) цеха 4 завода РТ-1, осуществляет предварительное разведение проб и герметичную упаковку в пенициллиновые флаконы. Удельная радиоактивность исходных растворов составляет до 1013 Бк/л, которая после разведения снижена на 4 порядка. Таким образом, обеспечивается безопасная транспортировка проб в аналитическую лабораторию в легких контейнерах. Разведение проб значительно улучшило условия доставки, качество анализа и снизило дозовые нагрузки на персонал аналитической лаборатории.

Отличительной особенностью устройства разведения является то, что операции отбора аликвоты, разведения и перемешивания объединены в одну, непрерывно осуществляемую процедуру.

В процессе опытной эксплуатации комплекта в цехе 4 было показано, что погрешность разведения не превышает  $\pm 3\%$ . На протяжении шести месяцев опытной эксплуатации комплекта из устройства разведения и механизма перемещения проб показали свою работоспособность в условиях КХПО цеха остекловывания ВАО.

**РОБОТИЗИРОВАННОЕ ОБОРУДОВАНИЕ ДЛЯ  
АНАЛИТИЧЕСКИХ ЛАБОРАТОРИЙ «РОСАТОМА»**

**И.В. Войнов<sup>1)</sup>, С.В. Зоткин<sup>2)</sup>, В.Н. Наумов<sup>3)</sup>, М.В. Носиков<sup>1)</sup>,  
Б.А. Морозов<sup>1)</sup>, А.С. Сачек<sup>2)</sup>, Ю.А. Тадевосян<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Филиал ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (национальный исследовательский университет)» в г. Миассе. mail@miass.susu.ru*

*<sup>2)</sup> – ООО НПК «Калибр», г. Миасс, info@npkkalibr.ru*

*<sup>3)</sup> – ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, lab235@po-mayak.ru*

Совершенствование и разработка способов представительного мониторинга определяемых элементов в пробах технологических растворов на различных стадиях радиохимической переработки ОЯТ является актуальной задачей не только с точки зрения внедрения новейших приборов ядерно-физических и физико-химических методов измерений, но и с точки зрения защиты персонала от действия ионизирующего излучения при неизбежном обращении с высокоактивными материалами.

Решение этих задач является повседневной практикой производства и развития методов и средств лабораторного аналитического контроля аналитической лаборатории радиохимического завода ФГУП «ПО «МАЯК», особенностью которой является проведение анализов большого количества проб высокоактивных технологических продуктов. Для защиты человека от действия ионизирующего излучения нет альтернативы использованию дистанционных автоматизированных систем отбора проб для доставки проб из технологических подразделений (цехов) в лабораторию, оснащению копирующими и координатными манипуляторами и автоматизированными устройствами подготовки проб для анализа в условиях защитных камер и боксов, устройствам для серийных измерений радиоактивных препаратов и другим роботизированным средствам.

В настоящее время филиалом ЮУрГУ в г. Миассе и ООО НПК «Калибр» совместно с ПО «Маяк» разработаны и внедрены в производство следующее оборудование:

- устройство нанесения проб на филаменты;
- измерительно-вычислительный комплекс для определения концентраций;
- комплекс для уборки и дезактивации транспортных коридоров;
- роботизированный внутрикамерный электромеханический манипулятор и др.



**ОТЕЧЕСТВЕННЫЙ МАСС-СПЕКТРОМЕТР МТИ-350 ТМ  
ИЗМЕРЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА УРАНА, ПЛУТОНИЯ И  
СМЕШАННОГО ТОПЛИВА**

**Л.Н. Галль<sup>1)</sup>, Д.Н. Кузьмин<sup>2)</sup>, А.Н. Бакулев<sup>3)</sup>, В.П. Гусев<sup>3)</sup>,  
А.Б. Малеев<sup>4)</sup>, Н.Р. Галль<sup>5)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Институт аналитического приборостроения РАН, Санкт-Петербург, ул. И. Черных, 31а, Россия, [lngall@yandex.ru](mailto:lngall@yandex.ru)*

*<sup>2)</sup> – ФГУП ЭЗАН, Адрес: проспект академика Семенова, д. 9, г. Черноголовка, Московская область, 142432, [kuzmin@ezan.ac.ru](mailto:kuzmin@ezan.ac.ru)*

*<sup>3)</sup> – ООО "УЗГЦ" Адрес: ул. Дзержинского, 2, г. Новоуральск, Свердловская обл., Россия, [info@uralpribor.com](mailto:info@uralpribor.com)*

*<sup>4)</sup> – ООО "АНК-сервис". Адрес: а/я 58, г. Новоуральск, Свердловская область, Россия, 624131, [a.maleev@ank-service.ru](mailto:a.maleev@ank-service.ru)*

*<sup>5)</sup> – ФТИ им. А.Ф.Иоффе РАН Санкт-Петербург, 194021, ул. Политехническая 21, [gall@ms.ioffe.ru](mailto:gall@ms.ioffe.ru)*

Разработан, изготовлен и проходит испытания отечественный масс-спектрометр МТИ-350ТМ с поверхностной ионизацией и многоколлекторным приемником, предназначенный для измерения изотопного состава урана, плутония и трансуранов, а также для решения задач геохронологии. Он базируется на проверенных и доказавших свою эффективность ионно-оптических решениях, созданных для масс-спектрометров серии МТИ.

Отличительной особенностью прибора является новый подход к конструкции магазина проб. С одной стороны, он полностью совместим с платами ионизации, производимыми компанией Thermo для своих приборов, что обеспечивает потребителя необходимыми комплектующими и страхует его от рисков, присущих отечественной промышленности. С другой стороны, конструкция барабана основана на новом, более надежном принципе организации контактных групп и снабжена экранами, позволяющими защитить его части от запыления радиоактивными трансуранами.

Прибор снабжен дружественным ПО, позволяющим использовать режим полного выгорания пробы и вводить коррекцию на величину потенциала ионизации. Это делает возможным измерение изотопного состава смешанного уран-плутониевого топлива в одном эксперименте.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ  
ПРИМЕСЕЙ В ПРЕПАРАТЕ «МОЛИБДЕН-99»**

**Г.В. Гончарова<sup>1)</sup>, В.А. Дитяткин<sup>1)</sup>, Е.В. Черноокая<sup>1,2)</sup>,  
К.В. Ротманов<sup>1,2)</sup>, А.В. Борзова<sup>1)</sup>, В.Г. Бондарева<sup>1)</sup>, А.Ю. Елизеркина<sup>1)</sup>,  
А.С. Куприянов<sup>1)</sup>, С.С. Печёрина<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, [orig@niiar.ru](mailto:orig@niiar.ru)*

*<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград*

Как и к любому радиоактивному изотопу, применяемому в ядерной медицине, к препарату <sup>99</sup>Mo предъявляются ряд жестких требований по чистоте. Одним из контролируемых параметров является отношение активности α-излучающих примесей к общей активности <sup>99</sup>Mo, которое не должно превышать  $1 \times 10^{-7}$  % на день калибровки.

Содержание α-излучающих радионуклидов в препарате контролируется методом α-спектрометрии. Методика, рекомендуемая Европейской Фармакопеей [1], предусматривает отделение (очистку) α-излучающих примесей от <sup>99</sup>Mo методом ионного обмена, подготовку пробы к измерению α-спектра (нанесение радионуклидов на плоскую подложку методом электрохимического выделения), и, собственно, измерение альфа-спектра. Прямое повторение методики, описанной в Европейской фармакопее [1] показало, что в ней существует ряд недостатков, связанных с особенностями в химии процесса разделения α-излучающих примесей и <sup>99</sup>Mo и процесса электрохимического выделения определяемых примесей. В частности, отмечен низкий и нестабильный выход определяемых примесей (40-60%). В связи с этим выполнена работа по адаптации «фармакопейной» методики определения альфа-излучающих примесей в части выделения и очистки примесей от <sup>99</sup>Mo и подготовки пробы к измерению α-спектра.

Получены данные по хроматографическому разделению α-излучающих примесей и радионуклида <sup>99</sup>Mo на катионообменной и анионообменной смолах [2], кинетические кривые электрохимического осаждения α-излучающих примесей на подложку из нержавеющей стали 12X18H10T в зависимости от природы электролита. Уточнены режимы электрохимического осаждения α-излучающих примесей на подложку из нержавеющей стали 12X18H10T, обеспечивающие количественное извлечение примесей из раствора с выходом не менее 90%.

[1]. Европейская фармакопея. 7.0 [Текст]: - 7-е изд. – М.: Ремедиум, 2011.

[2]. Самуэльсон, О. Ионнообменные разделения в аналитической химии [Текст]. – Ленинград.: Химия, 1966. – 416 с.

## КОМПЛЕКС ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИЙ КИСЛОТЫ И МЕТАЛЛА В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРАХ

Ф.Э. Гофман, Р.Д. Гофман, А.Г. Евдокимов, С.Э. Хмелев

*ООО «Сенсор», г. Гатчина, Ленинградская обл., sensor@gtn.ru*

Определение концентраций кислоты и металла в технологических растворах - достаточно распространенная задача. В частности, для совместного онлайн - определения концентрации кислоты и металла в травильных растворах металлургических производств производится измерение величин удельной электрической проводимости (УЭП), плотности и температуры. Подобное предлагается также для контроля водных растворов переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ). Однако, в области больших концентраций кислоты и металла из-за существенной нелинейности зависимостей «состав – свойство» погрешность определения концентраций по вышеуказанным измеренным величинам достаточно велика.

В 1962 г. Н.И. Гусевым и М.Д. Мещеряковым был предложен метод определения азотной кислоты на солевом фоне однократным кондуктометрическим определением величины УЭП раствора после его предварительного разведения. Использовался тот факт, что при переходе из слабокислой в сильнокислую область кривые зависимости УЭП от концентрации кислоты для различных значений концентрации металла пересекаются в одной точке с характерной концентрацией кислоты.

В настоящее время в ООО «Сенсор» разрабатывается комплекс, реализующий метод Гусева-Мещерякова для травильных растворов. В комплексе используется устройство предварительного разведения проб. Разведенная проба подается в проточные кондуктометр и плотномер. Коэффициент разведения устройства управляется в автоматическом режиме таким образом, что концентрация кислоты принимает указанное выше характерное значение. Концентрация металла в разведенной пробе определяется по величине её плотности с учетом известной концентрации кислоты. Концентрация кислоты в исходной пробе определяется умножением характерного значения на полученное значение коэффициента разведения. Ввиду группового расположения травильных ванн один общий комплекс дополняется системой передачи проб малого объема (до 20 мл) по капиллярным линиям (до 100 м). Если ограничить скорость передачи проб величиной порядка 10 м/мин, то потери пробы в линии не превысят 2% от её объема.

Комплекс, включающий в себя устройство разведения, кондуктометр и плотномер, может использоваться для определения концентрации кислоты и металлов в пробах исходного раствора переработки ОЯТ в условиях защитных камер.

## ЭКСПРЕССНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СРЕДАХ ЯЭУ

**В.Н. Епимахов, О.А. Амосова, Е.Б. Панкина, А.А. Цапко**

*ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор, [evn@niti.ru](mailto:evn@niti.ru)*

В качестве экспрессной методики определения плутония наиболее перспективным является выделение его на микрофльтрационных полимерных мембранах, импрегнированных оксидами сурьмы, циркония, марганца или фосфатах циркония, титана и др., обладающих наибольшими коэффициентами извлечения плутония. При этом достигается дополнительная очистка от балластных солей. Так, в частности, для определения суммарной активности альфа-излучающих радионуклидов ранее была разработана методика с предварительным концентрированием трансурановых элементов (ТУЭ) путем фильтрации пробы через ацетатцеллюлозную мембрану, импрегнированную гидратированным диоксидом марганца. Однако, в этом случае возникали трудности с расшифровкой спектров при измерении активности ТУЭ на альфа-спектрометре. Для разделения ТУЭ и выделения плутония наиболее оправдано использовать предварительное концентрирование и выделение плутония на анионообменной смоле. Сущность методики состояла в обработке пробы азотной кислотой, упаривании пробы, последующем растворении её с переводением всех химических форм плутония в Pu(IV) и фильтрации через сильноосновной анионит. При этом на анионите сорбируется только плутоний, а все присутствующие в пробе ТУЭ, и в первую очередь америций, остаются в растворе. Затем плутоний элюируют со смолы раствором йодида аммония в соляной кислоте. В качестве метода приготовления счетного образца выбран метод мембранной фильтрации через ацетатцеллюлозную мембрану, импрегнированную гидратированным диоксидом марганца. Далее определяют активность плутония с использованием альфа-радиометра или альфа-спектрометра. Методика определения объемной активности нуклидов плутония в пробах водных технологических сред обеспечивает получение результатов в диапазоне  $5 \div 5 \cdot 10^3$  Бк/л при этом коэффициенты очистки от искусственных и естественных примесей превышают  $10^3$ . Степень извлечения плутония достигает 90%.

## ВНЕРЕАКТОРНЫЙ КОНТРОЛЬ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ТРАНСПОРТНЫХ ЯЭУ

В.Н. Епимахов, **В.В. Четвериков**, В.Г. Ильин, Р.В. Фоменков,  
М.С. Олейник

*ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова, г. Сосновый Бор, evn@niti.ru*

Внереакторный контроль герметичности оболочек отработанных тепловыделяющих элементов основан на определении выхода в газовую фазу реперного радионуклида криптона-85. Нижний предел обнаружения реперного нуклида в воздушной смеси герметичного циркуляционного контура (ГЦК) устройством контроля активности газов по бета-излучению (УДГ-1Б) более чем в десять раз ниже предела обнаружения при гамма-спектрометрической регистрации  $^{85}\text{Kr}$ . Однако, наряду с очевидными преимуществами, при использовании устройства УДГ-1Б существует и значительный недостаток – невозможность достоверного определения активности  $^{85}\text{Kr}$  в присутствии в ГЦК других бета-излучающих газообразных радионуклидов, что и было обнаружено при проведении дефектации на стенде-прототипе транспортной ЯЭУ. В герметичный циркуляционный контур поступали «мешающие» контролю радионуклиды, преимущественно  $^{14}\text{C}$  и  $^{129}\text{I}$ . В результате, возникла необходимость постоянного отбора проб газа со стенда дефектации для последующего гамма-спектрометрического анализа, что в свою очередь увеличивало сроки проведения работ.

Для решения возникшей проблемы была проведена модернизация технологии дефектации путем включения барботёра, обеспечивающего удаление газообразного бета-излучающего радионуклида  $^{14}\text{C}$  без потери  $^{85}\text{Kr}$ . Кроме того, для снижения радиоактивных выбросов и, как следствие, дозовых нагрузок на население технологическую схему включён фильтр с сорбентом «Силоксид», селективным к радионуклидам йода, для улавливания долгоживущего  $^{129}\text{I}$ .

Совокупность выполненных мероприятий и исследований позволила оперативно осуществить работы по дефектации ОТВС стенда-прототипа ТЯЭУ. Модернизация стенда позволила оперативно определять содержание  $^{85}\text{Kr}$  в диапазоне объёмных активностей от  $2,7 \cdot 10^{-10}$  до  $1,6 \cdot 10^{-4}$  Ки/л.

**СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МЕТОДИК РАДИОХИМИЧЕСКОГО  
АНАЛИЗА ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ОБРАЗЦАХ С  
СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА**

**И.О. Зверева, В.В. Каширский, А.Н. Шатров, А.В. Умарова,  
О.Н. Келлер**

*Институт радиационной безопасности и экологии Национального  
ядерного центра РК, г. Курчатов, Казахстан, zvereva@nnc.kz*

В процессе подготовки твердых образцов (растения, почва, донные отложения), отобранных на Семипалатинском испытательном полигоне (СИП), к альфа – спектрометрическому методу определения  $^{238,239+240}\text{Pu}$  был выявлен ряд проблем. Способ разрушения матрицы при химическом вскрытии образцов не позволял полностью извлечь искомые радионуклиды. На стадии химического разделения и на стадии получения счетного образца происходили потери, что приводило к низким выходам целевого радионуклида.

Выбор способа разрушения матрицы зависит от формы нахождения целевого радионуклида и природы образца. В объектах с СИП зачастую целевые радионуклиды находятся в виде труднорастворимых соединений ( $\text{PuO}_2$ ).

Одной из важных стадий в методике определения трансураниевых элементов является химическое разделение. При определении оптимальных условий данного этапа необходимо учитывать сложность химического поведения плутония. Получение стабильных растворов в состоянии окисления плутония одного типа в природных объектах зависит от различных факторов, в особенности от взаимодействия с карбонатами, фосфатами, сульфатами, силикатами, а также органическими веществами.

Электролитическое осаждение обеспечивает получение тонкого и однородного слоя образца для альфа-спектрометрического определения, что гарантирует высокое качество аналитического спектра. На полноту осаждения влияет множество факторов – напряжение и сила тока, конструкция электролитической ячейки и др.

В данной работе определены оптимальные условия химического вскрытия образцов; описаны пути решения по минимизации потерь в процессе химического разделения; экспериментальным путем определены и устранены факторы, влияющие на полноту электролитического осаждения изотопов плутония.

## СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ РАДИОАНАЛИТИЧЕСКИХ МЕТОДОВ КОНТРОЛЯ ДЛЯ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ИНЖЕНЕРНО- ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИЗЫСКАНИЯХ

К.А. Карасева, В.И. Астафуров

*ФГУП НТЦ РХБГ ФМБА России, Москва, vastafurov@mail.ru*

При обследовании площадок под новое строительство и участков для рекреационных целей нередко обнаруживаются локальные источники и зоны радиоактивного загрязнения различной природы. Для загрязнений, обусловленных гамма-излучающими нуклидами, их выявление осуществляется с использованием рутинных измерений. Тогда как выявление и идентификация альфа- и бета-излучающих нуклидов является, как правило, трудоемкой аналитической операцией. В настоящем докладе представлены результаты разработки и совершенствования методов определения долгоживущих альфа-излучающих нуклидов и технеция в объектах, подлежащих обследованию в ходе проведения инженерно-экологических изысканий. В основу положены методы анализа, используемые на предприятиях ядерного топливного цикла [1].

Торий выделяют из солянокислого раствора в хроматографической колонке с ди(2-этилгексил)фосфорной кислотой (Д2ЭГФК) на фторопласте-4. Сорбированный Th(IV) элюируют раствором щавелевой кислоты. Уран выделяют из 4-6 М HNO<sub>3</sub> в колонке с триизоамилфосфатом на фторопласте-4. Сорбированный U(VI) элюируют 0,1-0,2 М HNO<sub>3</sub>. В альтернативном методе для выделения урана используется Д2ЭГФК. Нептуний стабилизируют в степени окисления +4 и выделяют из 1,5-2 М HNO<sub>3</sub> в колонке с нитратом метилтриоктиламмония (ТОМАН) или нитратом аллилтриалкил(C<sub>7</sub>-C<sub>9</sub>)аммония (ТААЛАН) на фторопласте-4. Сорбированный Np(IV) элюируют раствором щавелевой кислоты или оксалата аммония. В альтернативном методе для выделения нептуния используется Д2ЭГФК. При определении плутония пробу обрабатывают для разрушения его полимерных и коллоидных форм. Затем плутоний стабилизируют в степени окисления +4 и выделяют из 1,5-2 М HNO<sub>3</sub> в колонке с ТОМАН или ТААЛАН на фторопласте-4. Сорбированный Pu(IV) элюируют раствором комплексообразователя или проводят восстановительное элюирование. Технеций выделяют из 0,05-0,1 М HNO<sub>3</sub> в колонке с ТОМАН на фторопласте-4. Сорбированный технеций элюируют 9 М HNO<sub>3</sub>.

[1]. Астафуров В.И. Разрушающие методы аналитического контроля в ядерно-топливном цикле: Лекции для руководящих работников и специалистов предприятий I и III ГУ МСМ. – Желтые воды: ЦИПК, 1988.

## ОПТИЧЕСКАЯ СПЕКТРОСКОПИЯ И МЕТОДЫ МАШИННОГО ОБУЧЕНИЯ ДЛЯ ХИМИЧЕСКОГО ОН-ЛАЙН КОНТРОЛЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ

**Д.О. Кирсанов<sup>1)</sup>, А.В. Легин<sup>1)</sup>, В.А. Бабаин<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *Санкт-Петербургский государственный университет, Институт химии, d.kirsanov@gmail.com*

<sup>2)</sup> – *ООО «ТриАркМайнинг», Москва*

В докладе приводится обзор современного состояния исследований в области применения оптической спектроскопии в сочетании с методами машинного обучения (методами хемометрики в контексте решения химических задач) для реализации химического контроля при переработке ОЯТ [1]. Методы оптической спектроскопии довольно просты в реализации и с применением современных оптоволоконных технологий могут быть легко имплементированы в он-лайн режиме. Однако, аналитические возможности таких методов в сложных многокомпонентных растворах часто ограничены за счет перекрывания в спектре аналитических полос с полосами других компонентов, мешающего влияния светорассеяния на частицах в неоднородных растворах, и других нежелательных эффектов. Решение этой проблемы возможно с помощью применения методов хемометрики. Хемометрика зародилась в середине 70-х годов прошлого века, как научная дисциплина на стыке химии и многопараметрической статистики. Современные методы и подходы хемометрики позволяют извлекать достоверную качественную и количественную химическую информацию из сложных, зашумленных, плохо разрешенных аналитических сигналов (например, спектров, хроматограмм, вольтамперограмм и т.д.). Применение методов хемометрики к оптическим спектрам технологических растворов цикла переработки ОЯТ дает возможность количественного определения ключевых компонентов с точностью, достаточной для целей мониторинга. В докладе будут описаны возможности оптической спектроскопии в сочетании с методами обработки многомерных данных в контексте он-лайн мониторинга.

[1] D. Kirsanov, A. Rudnitskaya, A. Legin, V. Babain, UV–Vis spectroscopy with chemometric data treatment: an option for on-line control in nuclear industry, J Radioanal Nucl Chem (2017) 312:461–470.



## РАСТВОРИМОСТЬ НАНОЧАСТИЦ $\text{CeO}_2$ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ

А.Д. Коныхова, Т.В. Плахова, А.Ю. Романчук, И.Ф. Серегина

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,  
г. Москва, [anas.konyukhova@yandex.ru](mailto:anas.konyukhova@yandex.ru)*

Благодаря своим уникальным физико-химическим свойствам диоксид церия является перспективным материалом для применения в современных нанотехнологиях. С другой стороны, данный оксид является структурным и валентным аналогом диоксида плутония, поэтому свойства наночастиц  $\text{CeO}_2$  часто применяют для моделирования процессов, связанных с миграцией в окружающей среде  $\text{PuO}_2$ . Таким образом важной задачей является исследование поведения наночастиц  $\text{CeO}_2$  в водных растворах, в частности, описание растворимости и сопутствующих процессов. Известно, что размер наночастиц и состояние их поверхности могут существенно влиять на поведение в растворах. Целью работы стало исследование влияния размера наночастиц и их термической обработки на растворимость нанодисперсного  $\text{CeO}_2$  в широком диапазоне pH.

В данной работе наночастицы были получены методом химического осаждения из раствора нитрата церия (III) (0,001, 0,1 и 0,8 М) в избытке водного раствора аммиака (3 М). Часть свежесоздаваемых суспензий была высушена при 40 и 150 °С. Также один из образцов был подвергнут отжигу при 500 °С. Морфология и структурные особенности полученных образцов исследовались с помощью просвечивающей электронной микроскопии высокого разрешения (ПЭМВР), рентгенофазового анализа (РФА). Для исследования растворимости полученных наночастиц диоксида церия был использован метод масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой (ИСП-МС) и метод радиоактивных индикаторов. Для реализации последнего в исходный раствор нитрата церия в качестве индикатора добавлялась метка церия  $^{141}\text{Ce}$  ( $T_{1/2} = 32,5$  дней,  $E_\gamma = 145,4$  кэВ).

По данным ПЭМВР и РФА все синтезированные в работе образцы представляют собой кристаллические наночастицы  $\text{CeO}_2$  со структурой флюорита и средним размером частиц 2, 5 и 8 нм. Установлено, что размер наночастиц не влияет на растворимость в области pH 2÷11. Сушка образцов уменьшает значение равновесной растворимости в области кислых и нейтральных значений pH. Кинетика процесса при pH=4 схожа для свежесоздаваемых и высушенных наночастиц (40 и 150 °С). При этом высокотемпературный отжиг (500 °С) значительно замедляет кинетику растворения. В работе также проведено термодинамическое моделирование экспериментальных данных с использованием модели восстановительного растворения.

**ХИМИЧЕСКИЕ РЕАКЦИИ В ФАКЕЛЕ ESI: ПРОСТО,  
КОМПАКТНО. ПРЕПАРАТИВНО, СОВМЕСТИМО С ON-LINE  
РЕГИСТРАЦИЕЙ ПРОДУКТОВ**

Д. Кулешов<sup>1)</sup>, Л.Н. Галль<sup>1)</sup>, Д.А. Мазур<sup>2)</sup>, А.Т. Лебедев<sup>2)</sup>, И. Громов<sup>3)</sup>,  
Н.Р. Галль<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> – *Институт аналитического приборостроения РАН, Санкт-Петербург, ул. И.Черных, 31а, Россия, lngall@yandex.ru,*

<sup>2)</sup> – *МГУ им. М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва, Ленинские горы д.1, строение 3,*

<sup>3)</sup> – *ФТИ им. А.Ф.Иоффе РАН Санкт-Петербург, 194021, ул. Политехническая 21, gall@ms.ioffe.ru*

В последние годы особую значимость приобрели различные методы проведения химических реакций «вне колбы», что позволяет проводить препаративные синтезы с высоким выходом и используя очень малые количества реактивов. Среди этих методов огромный интерес представляет проведение реакций в микрокаплях, образующихся при электрорасплении. Данный метод был предложен несколько лет назад А.Т.Лебедевым с соавторами и проф. Куксом из Perdue Univ., США.

Капли, образующиеся при электрораспылении, транспортируются от места своего возникновения под совместным действием электрического поля и потоков спутного газа; при этом капли быстро испаряются. Это приводит к нарастанию концентрации реагентов и реакциям, выход которых часто близок к 100%.

Хорошее понимание физических процессов, сопутствующих электрораспылению, позволяет вносить в этот процесс дополнения и существенно усовершенствовать его. Нами показано, что возможно активно управлять процессом испарения капель, при этом возможно введение в газовую фазу дополнительных реагентов или стоп-реактивов. Наибольший интерес представляет возможность размещение получаемого микрореактора непосредственно в пробозаборной части любого стандартного масс-спектрометра и последующего on line измерения количества образующегося продукта и/или состава промежуточных продуктов реакции.

Нами разработан опытный экземпляр микрореактора, обеспечивающий реализацию описанный выше возможностей, который можно установить вместо камеры распыления стандартного масс-спектрометра.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ РАДИЯ И АКТИНИЯ В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ МЕТОДОМ АЛЬФА- СПЕКТРОМЕТРИИ

А.С. Куприянов<sup>1,2)</sup>, А.А. Печерина<sup>1)</sup>, П.С. Буткалюк<sup>1)</sup>, И.Л. Буткалюк<sup>1)</sup>,  
Р.Г. Абдуллов<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, *orip@niiar.ru*

<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» ведутся работы по созданию производства препаратов радия медицинского назначения. При контроле содержания радия и актиния периодически необходимо анализировать растворы с высокой концентрацией азотной кислоты.

Активность определяли с помощью альфа-спектрометра на основе кремниевых PIPS-детекторов и амплитудного анализатора импульсов АЦП-8К-И2. Для альфа-спектрометрии важным условием является малая толщина слоя радиоактивного вещества на плоском источнике. В данной работе применяли самый распространённый, простой и быстрый способ изготовления источников – выпаривание растворов на подложке.

Установлено, что при концентрации азотной кислоты более 4 моль/л происходит формирование ярко выраженной не растекающейся капли азотнокислого раствора под действием сил поверхностного натяжения, как следствие, неравномерное распределение альфа-излучающих радионуклидов на поверхности источника. Методом автордиографии получена картина распределения активности. Отмечена зависимость между распределением активности по площади источника и энергетическим разрешением получаемого спектра.

Проведена работа по устранению недостатков способа – неравномерностью и сильной зависимостью распределения радионуклида в источнике от условий приготовления. Показана необходимость предварительной обработки подложек поверхностно-активными веществами для создания тонкого слоя радиоактивного вещества. Рассмотрены варианты нанесения на подложки коллоидного раствора для предотвращения растекания раствора радионуклида за пределы отводимой ему площади и улучшения спектрометрических характеристик измеряемого источника.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 18-33-00145.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАССОВОГО СОДЕРЖАНИЯ ТРИТИЯ В СМЕШАННОМ НИТРИДНОМ УРАН-ПЛУТОНИЕВОВОМ ОБЛУЧЕННОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ

**В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков**

*АО «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов». Россия, 433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д.9, АО «ГНЦ НИИАР», e-mail: niiar@niiar.ru*

Предложена методика определения трития в смешанном нитридном облученном ядерном топливе (СНУП ОЯТ), в том числе с выдержкой менее 2-х лет. Процедура определения массового содержания трития в облученном топливе включает в себя следующие стадии: растворение навески топлива, получение конденсата путем перегонки части раствора ОЯТ, определение содержания трития методом жидкостно-сцинтилляционного счета (ЖСС).

С применением предложенной схемы анализа определено содержание трития в образце СНУП топлива, облученного в реакторе БОР-60. Выдержка топлива на момент анализа - 8 лет. Содержание трития в образце ОЯТ составило  $(8,5 \pm 1,1) \cdot 10^6$  Бк/г. Впервые в России проведено определение массового содержания трития в СНУП топливе, облученном в реакторе БН-600 в составе комбинированной экспериментальной ТВС (КЭТВС-1). Время выдержки топлива на момент анализа 1,5 года. Содержание трития в топливе составило  $(2,6 \pm 0,2) \cdot 10^6$  Бк/г.

Сопоставление экспериментальных данных с расчетными результатами показало превышение величины расчетного содержания трития над экспериментально установленным, что возможно, связано с диффузией трития через оболочку.

С учетом полученных результатов и сделанных предположений о миграции трития оценено содержание трития в оболочке твэла. Определение содержания трития проводили после растворения оболочки твэла в азотной кислоте с добавлением плавиковой, получением конденсата и отгонки рутения. По результатам анализа содержание трития составило  $2,5 \cdot 10^5$  Бк/г оболочки твэла. Предложенная процедура определения трития была применена для оценки эффективности операции волоксидации СНУП ОЯТ. Показано, что предложенные сотрудниками АО «ВНИИНМ» режимы волоксидации позволяют снизить содержание трития в СНУП ОЯТ до уровня  $< 0,23\%$  от его содержания в неволоксидированном образце. Способ определения трития в СНУП ОЯТ оформлен в качестве секрета производства (ноу-хау) исключительные права на которое принадлежат АО «ГНЦ НИИАР».

## ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ ПРИ АНАЛИЗЕ ОБЛУЧЕННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

**В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков**

*АО «ГНЦ НИИАР». Россия, 433510, Ульяновская область,  
г. Димитровград, Западное шоссе, д.9, e-mail: niiar@niiar.ru*

При анализе облученного ядерного топлива (ОЯТ) с целью определения изотопного состава и массового содержания нуклидов необходимо хроматографическое разделение компонентов топлива. В АО «ГНЦ НИИАР» применяется схема выделения и очистки компонентов ОЯТ, основанная на комбинации катионо-, анионообменного и экстракционно-хроматографического методов. Разделение элементов проводят в несколько стадий.

На первой стадии выделяют фракции U, Pu и фракцию, содержащую Am, Cm, Nd и Eu и Cs. Разделение проводят на колонке с анионитом Dowex-1x8. На стадии сорбции элементов из раствора 8 моль/л HNO<sub>3</sub> сорбируются U и Pu. Am, Cm, Cs и ΣРЗЭ проходят в фильтрат и домываются из колонки промывкой 8 моль/л HNO<sub>3</sub>. Элюирование урана проводят дополнительной промывкой колонки раствором 8 моль/л HNO<sub>3</sub>, элюирование плутония – промывкой 0,3 моль/л HNO<sub>3</sub>. Полученные фракции U и Pu упаривают и передают на масс-спектральное измерение изотопного состава. На второй стадии проводят разделение Cs и Am, Cm, ΣРЗЭ на колонке, заполненной сорбентом на основе Д2ЭГФК. Cs вымывают на стадии сорбции и промывки колонки 0,05 моль/л HNO<sub>3</sub>. Фракцию Am, Cm и ΣРЗЭ десорбируют 1 моль/л HNO<sub>3</sub>. Фракцию Cs упаривают досуха и передают на масс-спектральные измерения изотопного состава. На третьей стадии элюат, содержащий тетраду Am-Cm, Nd и Eu, упаривают до влажных солей, растворяют в HNO<sub>3</sub> с концентрацией 0,05 моль/л проводя разделение тетрады на колонке с катионитом Dowex 50x8 в аммонийной форме.

На стадии фильтрации раствора Am-Cm, Nd и Eu сорбируются на катионите. Затем колонку промывают раствором нитрата аммония с концентрацией 0,1 моль/л и на финальной части процесса проводят селективное выделение фракций Eu, Am-Cm, Nd с использованием α-оксиизобутирата аммония при pH=5,0. Полученные фракции Eu, Am-Cm, Nd упаривают до влажных солей и передают на масс-спектральные измерения. Для количественного определения элементов в аликвоту раствора ОЯТ вносят комплексную метку из отраслевых стандартных образцов на основе азотнокислых растворов <sup>233</sup>U, <sup>242</sup>Pu, <sup>146</sup>Nd, <sup>243</sup>Am, после чего повторяют процедуру разделения по приведенной выше схеме.

Представленная схема выделения позволяет проводить анализ глубины выгорания, изотопного состава и массового содержания нуклидов в топливных композициях различного исходного состава, времени облучения и выдержки после облучения.

## ДЕСТРУКТИВНЫЙ РАДИОХИМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА РБМК-1000

**В.Н. Момотов, Е.А. Ерин, А.Ю. Волков, В.Н. Куприянов,  
И.В. Целищев, Н.Ю. Незговоров**

*АО «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов». Россия, 433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, д.9, АО «ГНЦ НИИАР»  
e-mail: niiar@niiar.ru*

Проведен радиохимический анализа 12 образцов, подготовленных из тепловыделяющих элементов верхнего и нижнего пучков облученной тепловыделяющей сборки, отработавшей до среднего выгорания топлива 35,7 МВт·сут/кгU в реакторе РБМК-1000 на Ленинградской АЭС. Исходное урановое оксидное топливо содержало 2,6%  $^{235}\text{U}$  и 0,41% выгорающего поглотителя - оксида эрбия. Координаты образцов выбирались с учетом данных по выгоранию, полученных методом гамма - сканирования по  $^{137}\text{Cs}$ , с выбором участков с максимальным и средним выгоранием топлива, а так же участка соответствующего средней части топливного сердечника.

Выделение и очистку компонентов ОЯТ проводили, используя комбинацию катионо-, анионообменного и экстракционно-хроматографического методов. Для определения изотопного состава выделенных элементов использовали масс-спектрометр МИ-1201. Для количественного определения содержания элементов готовили комплексную метку из отраслевых стандартных образцов на основе азотнокислых растворов  $^{233}\text{U}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{146}\text{Nd}$ ,  $^{243}\text{Am}$ .

Определение массового содержания  $^{232}\text{U}$  и  $^{236}\text{Pu}$  ввиду их малого содержания в ОЯТ проводили методом  $\alpha$ -спектрометрии. Для достижения требуемой степени очистки фракций урана и плутония проводили процедуру их аффинажной очистки.

Массовое содержание изотопов Cm определяли методом  $\alpha$ -спектрометрии, содержание изотопов Cs определяли по результатам  $\gamma$ -спектрометрии.

Получены данные по изотопному составу, массовому содержанию нуклидов урана, плутония, америция, кюрия, неодима, цезия, определено выгорание по методам тяжёлых атомов и продуктов деления.

Результаты, полученные в работе, могут быть использованы при разработке экспрессных неразрушающих методов контроля выгорания, уточнения топливных и трансмутационных кодов, сечения образования минорактинидов.

## ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ПРЕЦИЗИОННОЙ СПЕКТРОФОТОМЕТРИИ УРАНА И ПЛУТОНИЯ ПРИ КОНТРОЛЕ КАЧЕСТВА ИЗГОТОВЛЯЕМЫХ ОБРАЗЦОВ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ МАГАТЭ

Д.Л. Мялочкин, Е.Р. Петров

*АО «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург,  
lab0062@yandex.ru*

Использование уран-плутониевой «сухой метки большого размера» является частью аналитической системы контроля МАГАТЭ, применяемой при определении состава высокоактивных растворов разрушающим методом. Для контроля качества различных партий материала и подтверждения результатов верификационных анализов, полученных в лаборатории-производителе, проводится независимый контрольный анализ образцов в одной из лабораторий Аналитической Сети МАГАТЭ, в которую с 1974 года входит Радиевый институт им. В. Г. Хлопина.

В настоящее время в качестве целевого уровня показателя точности определения плутония принят интервал 0,1 – 0,3%, поэтому спектрофотометрический метод обычно считается малопригодным для прецизионного определения плутония из-за относительной погрешности в 1 - 2%. Однако сочетание принципа внутренней стандартизации с подбором органических реагентов позволило повысить чувствительность данного метода при сохранении прецизионности и уменьшении требуемого для анализа количества вещества.

Функция «auto-zero» обеспечивает удержание базовой линии, что позволяет выполнять условия внутренней стандартизации при измерении оптической плотности растворов, а многократные фотометрические измерения на выбранной длине волны - определять концентрации элементов в растворах с относительной погрешностью <0,1%.

С использованием усовершенствованного метода прецизионной спектрофотометрии в Радиевом институте разработаны, аттестованы и приняты к использованию следующие методики:

- методика измерений массовой доли урана в азотнокислых растворах (измерение оптической плотности в растворах  $UO_2^{2+}$  при  $\lambda = 414,2 - 414,8$  нм; предел обнаружения - 9 – 12 мг/г при суммарной относительной погрешности  $\delta = 0,07\%$ );

- методика измерений массовой доли плутония в азотнокислых растворах (измерение оптической плотности в растворах Pu (VI) при  $\lambda = 830,0 - 831,0$  нм; предел обнаружения – 0,20 – 0,27 мг/г при суммарной относительной погрешности  $\delta = 0,07\%$ ).

## МАСС-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ИЗМЕРЕНИЙ В АНАЛИТИЧЕСКОМ ОБЕСПЕЧЕНИИ ПРОИЗВОДСТВА МОКС-ТОПЛИВА

П.А. Падалкин, Л.А. Кравченко

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск, lak800@mail.ru*

МОКС-топливо представляет собой смесь оксидов урана и плутония в виде таблетки и является топливом для реакторов на быстрых нейтронах. Пуск завода по производству МОКС-топлива осуществлён в сентябре 2015 года, для изготовления таблеток используется диоксид плутония, поставляемый ФГУП «ПО «МАЯК» и диоксид плутония, подготовленный на участке переочистки плутония (УПП) ФГУП «ГХК».

Входной и выходной контроль производства МОКС-топлива в соответствии с техническими требованиями на продукты предусматривает проведение измерений изотопного состава используемого диоксида плутония, условной массовой доли изотопа урана-235 в таблетке МОКС-топлива масс-спектрометрическим методом, и измерение массовой доли урана методом изотопного разбавления с масс-спектрометрическим окончанием.

В 2016 году в лаборатории № 1 нп МЦИК ФГУП «ГХК» были разработаны и далее аттестованы АО «ВНИИНМ» методики измерений: ОИ 001.804 "Смешанное уран-плутониевое оксидное топливо. Методика измерений условной массовой доли плутония методом изотопного разбавления с масс-спектрометрическим окончанием", ОИ 001.775 «Диоксид урана. Смешанное уран-плутониевое оксидное топливо. Методика измерений условной массовой доли изотопа урана-235 масс-спектрометрическим методом», ОИ 001.776 «Плутоний. Масс-спектрометрическая методика измерений изотопного состава в диоксиде плутония и смеси оксидов урана и плутония». Набор статистики осуществлялся на изотопном масс-спектрометре «Triton Plus».

В 2017 году были запущены в эксплуатацию ещё 4 масс-спектрометра изотопных «Triton Plus» и три масс-спектрометра с индуктивно-связанной плазмой «Element XR». С использованием вновь запущенных приборов успешно проведена валидация методик измерения и улучшены метрологические характеристики.

Для увеличения производительности лаборатории осуществляется разработка методики измерений примесей в продуктах производства МОКС-топлива масс-спектрометрическим методом с индуктивно-связанной плазмой, планируется автоматизация процессов пробоподготовки и для повышения радиационной безопасности планируется зонирование помещений лаборатории для отделения масс-спектрометров от зоны постоянного пребывания персонала.



## ПОТЕНЦИОМЕТРИЧЕСКИЕ МУЛЬТИСЕНСОРНЫЕ СИСТЕМЫ С ЭЛЕКТРОДАМИ НА ОСНОВЕ РАЗЛИЧНЫХ ЭКСТРАГЕНТОВ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ УРАНА И ТОРИЯ

Ю.С. Савосина, М.С. Агафонова-Мороз, А.А. Лумпов

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург*

Важной задачей при переработке облученного ядерного топлива (ОЯТ) является контроль содержания целевых нуклидов в технологических потоках, включая хвостовые растворы. Для этих целей могут быть использованы различные аналитические методы, такие, например, как масс-спектрометрия с индуктивно-связанной плазмой, атомно-эмиссионная спектрометрия. Несмотря на высокую точность этих методов, они не могут применяться в режиме он-лайн, поскольку требуют длительной пробоподготовки. Привлекательной альтернативой «тяжелым» инструментальным методам является мультисенсорный подход, основанный на использовании набора перекрестно-чувствительных химических сенсоров и методов машинного обучения. Процесс измерений в этом случае может быть полностью автоматизирован, а специальная пробоподготовка не требуется, кроме того, несмотря на простое приборное оформление метода, его аналитические возможности весьма широки.

Целью данной работы является изучение возможности применения массива потенциометрических сенсоров с полимерными мембранами для количественного анализа многокомпонентных смесей, имитирующих составы растворов цикла переработки ОЯТ и содержащих уран, торий и РЗЭ. В качестве активных веществ при синтезе полимерных мембран использовались соединения, предложенные ранее в жидкостной экстракции для разделения и концентрирования лантанидов и актинидов.

В результате исследований было установлено, что ряд сенсоров обладает хорошо воспроизводимым откликом к изучаемым катионам металлов, с величинами наклона электродной функции, близкими к нернстовским значениям.

С помощью метода ПЛС1 (проекции на латентные структуры) были построены многомерные регрессионные модели, связывающие отклик массива сенсоров в смесях с концентрациями целевых компонентов, в диапазоне 0.1-7 г/л для урана,  $2.3 \times 10^{-3}$ -0.23 г/л для тория. Полученные параметры моделей позволяют сделать вывод о возможности определения урана и тория в смесях с РЗЭ с помощью массива предложенных сенсоров в диапазоне концентраций, релевантном задачам аналитического контроля процесса переработки ОЯТ.

## ОПТИМИЗАЦИЯ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИХ ИЗМЕРЕНИЙ ПРИРОДНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ

Ю.А. Сапожников<sup>1)</sup>, А.М. Афиногенов<sup>1)</sup>, А.В. Травкина<sup>2)</sup>,  
Л.Д. Сапожникова<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, химический факультет, Москва,  
*yas34@mail.ru*

<sup>2)</sup> – Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского  
Российской академии наук (ГЕОХИ РАН), Москва

При  $\gamma$ -спектрометрических измерениях природных проб наблюдаются как  $\gamma$ -линии, принадлежащие отдельным радионуклидам с простыми схемами распада (например, природный  $^{40}\text{K}$  и техногенный  $^{137}\text{Cs}$ ), так и многочисленные линии природных радионуклидов урановых и ториевого рядов.

Ядерно-физические свойства членов рядов  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  существенно различаются, так что при оценке абсолютных активностей измеряемых радионуклидов возникает вопрос о выборе  $\gamma$ -линий для проведения расчетов.

Обычно предпочтение отдается в ряду  $^{238}\text{U}$ :  $^{234}\text{Pa}$ (63,3 кэВ),  $^{214}\text{Pb}$  (295,18 кэВ, 351,93 кэВ) или  $^{214}\text{Bi}$  (609 кэВ, 1120 или 1763 кэВ); а в ряду  $^{232}\text{Th}$ :  $^{212}\text{Pb}$  (238,8 кэВ),  $^{228}\text{Ac}$  (338,3 кэВ),  $^{208}\text{Tl}$  (583 и 2614 кэВ). Однако, выбор конкретных  $\gamma$ -линий не всегда достаточно аргументирован.

В настоящей работе исследовались сыпучие уран- и торий-содержащие материалы различной удельной активности. Измерения одного и того же препарата проводились неоднократно, при этом во внимание принимались все линии семейств, вносящие значимый вклад в аппаратный спектр измеряемых проб.

Такой подход обеспечил, например, более четкую оценку интерферирующих линий, контроль за состоянием радиоактивного равновесия между членами рядов и т.п.

Целью статистической обработки результатов был, в частности, поиск критериев для выбора минимального количества линий, расчёт по которым давал бы результат с наименьшей погрешностью и наименьшим отклонением от истинного значения.

**ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОИЗВОДСТВЕННОГО РАДИАЦИОННОГО  
КОНТРОЛЯ ПИТЬЕВОЙ ВОДЫ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДА  
РАДИОХИМИЧЕСКОГО ВЫДЕЛЕНИЯ ОСНОВНЫХ  
ДОЗОБРАЗУЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ**

**В.В. Ступина, Л.Н. Басалаева, Т.А. Бежяшева, С.А. Иванов,  
М.В. Кадука, Н.В. Салазкина**

*Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт  
радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева, Федеральная  
служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия  
человека, Санкт-Петербург, kaduka@mail.ru*

Вода природных источников используется для питьевого водоснабжения, а значит является объектом контроля, в том числе и по показателям радиационной безопасности. В соответствии с нормативными документами в области обеспечения радиационной безопасности проводится предварительная оценка соответствия питьевой воды по удельной суммарной альфа- и бета-активности. При превышении критериев 0,2 Бк/кг для альфа- и 1,0 Бк/кг для бета-активности, в обязательном порядке проводится полный анализ содержания радионуклидов в воде радиохимическими методами, в результате которого можно определить дозобразующие радионуклиды для каждого источника. На основании этого анализа рассчитывается эффективная доза облучения населения за счет содержания радионуклидов в воде и принимается решение об установлении производственного радиационного контроля. При проведении которого допускается определять только те радионуклиды, вклад которых составляет 80%. Как правило, по радиологическим признакам воды природных источников подразделяются на радиевые, урановые и урано-радиевые, а так же воды, содержащие  $^{210}\text{Po}$  и  $^{210}\text{Pb}$ . Такое разделение связано с составом природных вод, распространенностью радионуклидов, их концентрацией в объектах окружающей среды. Установив состав воды природного источника и убедившись в его стабильности, в дальнейшем, при проведении производственного контроля можно определять только основные дозобразующие радионуклиды — в одном случае это будут  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{224}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ , в другом  $^{238}\text{U}$ , в третьем  $^{210}\text{Po}$  или  $^{210}\text{Pb}$ . Такой подход существенно снижает затраты при проведении радиационного контроля, так как нет необходимости расширенного радиохимического анализа в рамках производственного контроля.

## ВЛИЯНИЕ СОСТАВА РАДИОАКТИВНО-ЗАГРЯЗНЕННЫХ СБРОСНЫХ ВОД НА СОРБЦИЮ УРАНА КОМПОЗИЦИОННЫМ СОРБЕНТОМ НА ОСНОВЕ ГИДРОКСИДА ТИТАНА

**Ф.Ф. Файзрахманов<sup>1,2)</sup>, Н.Д. Бетенеков<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Южно-Уральский государственный университет*

*<sup>2)</sup> – Центр гигиены и эпидемиологии №15 ФМБА России  
г. Снежинск, FFF54@rambler.ru*

*<sup>3)</sup> – Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург*

Химический состав радиоактивно-загрязненных сбросных вод может колебаться в широких пределах, который зависит от технологических операций и характера проводимых работ на предприятии. Состав воды значительно может повлиять на сорбционное поведение урана при его извлечении из сбросных вод сорбентами на основе гидроксида титана.

Показано снижение коэффициента распределения урана с ростом концентрации карбонат-ионов в воде, которое может быть однозначно объяснено переходом урана в форму уранилтрикарбонатного комплекса, не сорбирующегося гидроксидом титана.

Исследования показали, что при значениях  $pH=7-8$  вплоть до концентраций  $C_{SO_4^{2-}} = 3 \cdot 10^{-3}$  моль/л и  $C_{C_2O_4^{2-}} = 3,2 \cdot 10^{-3}$  моль/л сульфат- и оксалат-ионы не влияют на сорбцию урана гидроксидом титана.

Экспериментальная кривая зависимости логарифма коэффициента распределения урана от концентрации комплексона III в воде проходит через максимум в области концентрации трилона Б  $\sim 2,5 \cdot 10^{-4}$  моль/л. Повышение  $K_d$  при увеличении  $C_{K-III}$  до  $2,5 \cdot 10^{-4}$  моль/л можно объяснить связыванием в комплексные соединения элементов, конкурирующих урану в сорбционном процессе. Дальнейшее увеличение концентрации комплексона III, вероятно, приводит к образованию комплексных соединений с уранил-ионом, сорбция которых на гидроксиде титана затруднена.

Уранил-ион образует комплексные соединения с соответствующими анионными остатками карбоновых кислот, являющимися составной частью мыла, которые плохо сорбируются гидроксидом титана.

Показано, что, в пределах исследованных концентраций, сульфат- и оксалат- ионы не влияют на коэффициент распределения урана, карбонат-ионы, комплексон-III и мыла снижают коэффициент распределения, но незначительно, он еще остается достаточно высоким,  $K_d \geq (3-5) \cdot 10^4$  мл/г.

**АТОМНО-ЭМИССИОННЫЙ СПЕКТРАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ В  
АНАЛИТИЧЕСКОМ КОНТРОЛЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ  
ПРОЦЕССОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ  
ОБЛУЧЁННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА**

**М.И. Хамдеев, Е.А. Ерин**

*АО «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов» Россия, Ульяновская обл. г. Димитровград, Западное шоссе д. 9, hamdeev@niiar.ru*

Одним из видов твёрдых высокоактивных отходов, образующихся в пирохимических процессах фракционирования отработавшего ядерного топлива, является отработавший расплав хлоридов щелочных металлов на основе  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$  с накопленными продуктами деления. Данный вид отходов ввиду высокой растворимости в воде требует разработки специальных методов обращения.

Для многократной регенерации и возвращения в цикл производства отработавшего хлоридного расплава используется его очистка от продуктов деления сорбционными методами. В связи с этим возникает необходимость в регулярном аналитическом контроле химического состава используемого расплава на содержание целого ряда химических элементов - Ce, Eu, Gd, La, Nd, Pr, Sm, Na, Cs, K, Li.

Проведен выбор аналитических линий определяемых элементов, исследовано влияние основы солевого плава на интенсивность линий, установлены оптимальные параметры дугового разряда, время экспозиции, концентрация солевого плава.

На основании проведенных исследований разработана методика количественного химического анализа определения массового содержания Ce, Eu, Gd, La, Nd, Pr, Sm, Cs, Li в солевых плавах, используемых в пирохимической технологии переработки ОЯТ.

## ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ ФОРМЫ СУЩЕСТВОВАНИЯ ЙОДА В ТЕПЛОНОСИТЕЛЯХ ПЕРВЫХ КОНТУРОВ ЯЭУ

**В.В. Четвериков**, С.Н. Орлов, Р.В. Фоменков, В.Н. Епимахов,  
Ю.В. Цапко, А.И. Горшков

*ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор, [evn@niti.ru](mailto:evn@niti.ru)*

Радионуклиды йода во многом определяют радиационную обстановку на ЯЭУ как при нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях. Факторами, определяющими высокий уровень потенциальной опасности радиойода, являются как летучесть, так и возможность нахождения в различных физико-химических формах существования: (йодидной ( $I^-$ ), молекулярной ( $I_2$ ), йодорганической, например, метилйодидной ( $CH_3I$ ), йодатной ( $IO_3^-$ ) или перйодатной ( $IO_4^-$ )), различные химические свойства которых необходимо учитывать при решении проблемы локализации аварийных выбросов радиойода.

В ходе проведения ресурсных испытаний стенда-прототипа ЯЭУ транспортного назначения было исследовано содержание летучих форм радионуклидов йода в газовой фазе, образующихся при дегазации теплоносителя первого контура в процессе пробоотбора. Летучие физико-химические формы, переходящие из теплоносителя в газовую фазу при дегазации пробы, определены для наиболее долгоживущих радионуклидов йода  $^{131}I$  и  $^{133}I$ , причем установлено, что доля летучих органических и неорганических форм радионуклидов йода, переходящих в газовую фазу, не превышает  $3,3 \cdot 10^{-20}\%$  и  $2,5 \cdot 10^{-40}\%$ , соответственно.

Также было определено содержание йодат-ионов в теплоносителе первых контуров. Установлено, что при работе стенда на стационарных режимах мощности, доля йодат-ионов не превышает 3,2% , а основной формой существования йода является иодидная форма. В то же время отмечено, что после очистки теплоносителя на ионообменных фильтрах доля йодатов значительно возрастает, что может свидетельствовать о различных коэффициентах распределения йодидов и йодатов на сильноосновном анионите.

Исследование трансформации форм существования радионуклидов йода в теплоносителе при останове реактора показало, что доля йодатов в суммарном содержании всех физико-химических форм рассматриваемого элемента повышается. Данный рост можно объяснить изменением окислительно-восстановительного потенциала и уменьшением температуры теплоносителя при останове реактора.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ПРИРОДНЫХ ОБЪЕКТАХ

Ю.А. Яшин, Н.Г. Яковлев, Ю.А. Тетерин

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва, [teterin\\_ya@nrcki.ru](mailto:teterin_ya@nrcki.ru)*

Для всестороннего анализа радионуклидного состава природных объектов и изучения миграционного поведения радионуклидов предложен комплекс процедур, объединяющий ППД гамма-спектрометрию для определения гамма-излучающих радионуклидов и радиохимические методы для определения бета- и альфа-излучающих радионуклидов ( $^{90}\text{Sr}$ , изотопы Pu, Am, Cm, др.), которые включают вскрытие проб и операции разделения с использованием бета- и альфа- спектрометрии и радиометрии.

Область применения: грунт; донные отложения; вода природная, вода сточная, атмосферные выпадения, атмосферный воздух. Концентрирование водных проб проводили упариванием с сульфатацией остатка. Пробы атмосферного воздуха отбирали путем сорбции радионуклидов на фильтрах аэрозольных. Готовили счетные образцы проб почвы, воды, воздуха.

Гамма-измерения подготовленных счетных образцов проводили по классической схеме на спектрометре с детектором из особо чистого германия. Спектры обрабатывали с помощью специально разработанной программы GRANIT. Для измерения активности идентифицированных изотопов предложен и реализован экспериментально-расчетный метод определения эффективности регистрации гамма-квантов. Метод удобен и пригоден для массовых неразрушающих анализов практически любых проб природных и технологических объектов. На этом этапе определяли содержание  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ , изотопов U,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{40}\text{K}$ , других гамма-излучающих радионуклидов. Затем проводили радиохимический анализ образцов.

Радиохимическое выделение  $^{90}\text{Sr}$  и изотопов Pu проводили экспрессным методом неполного вскрытия проб путем двукратной обработки с помощью 7 Моль/л  $\text{HNO}_3$ , содержащей 0,3 Моль/л  $\text{KBrO}_3$ , при нагревании. Полученный после обработки проб раствор кондиционировали и делили на две части, одну использовали для определения  $^{90}\text{Sr}$ , другую – для определения альфа-излучателей. Выделение  $^{90}\text{Sr}$  проводили соосаждением в виде оксалата. Для выделения изотопов Pu использовали экстракцию триоктилфосфиноксидом или триоктиламином.

Диапазон измерений удельной активности проб почвы, природных и сточных вод, воздуха, составляет, Бк/кг: гамма-излучающие радионуклиды с энергией гамма-излучения от 50 кэВ до 3 МэВ - от 1 до  $10^6$ ; стронций-90 – от 5 до  $10^4$ , суммарная бета- или альфа-активность - от 5 до  $10^4$ . Расширенная относительная неопределенность  $U_{0,95} (k=2)$  - от 40% до 60%.

## **4. ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ**





**МИГРАЦИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ НА БЫВШЕЙ  
ИСПЫТАТЕЛЬНОЙ ПЛОЩАДКЕ «ДЕГЕЛЕН»  
СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА**

**А.К. Айдарханова, Ж.Е. Жапашева, Т.Ю. Богатырева**

*Институт радиационной безопасности и экологии Национального  
ядерного центра РК, г. Курчатов, Казахстан  
Almira@nnc.kz*

Испытательная площадка «Дегелен» расположена на одноименном горном массиве общей площадью порядка 300 км<sup>2</sup>. В период с 1961 по 1989 годы на ее территории было проведено 209 ядерных испытаний в 181 штольне. Максимальная мощность взрывов составляла 20 кт. Радиоэкологическое обследование показало, что в настоящее время продолжается вынос радионуклидов из полостей штолен водным путем. Основными путями миграции являются ручьи Узынбулак, Байтлес, Токтакушук, Карабулак и несколько ручьев без названия, которые гидрологически связаны с водотоками штолен.

Для исследования миграции радионуклидов из штолен за пределы площадки определены формы нахождения <sup>90</sup>Sr, <sup>137</sup>Cs и <sup>239+240</sup>Pu в воде методом каскадной фильтрации. Также исследованы сорбционные и десорбционные свойства донных отложений ручьев.

Установлено, что содержание техногенных радионуклидов в воде ручьев составляет: <sup>90</sup>Sr – от  $<3 \cdot 10^{-3}$  до  $n \cdot 10^0$  Бк/кг, <sup>137</sup>Cs – от  $<0,01$  до  $n \cdot 10^{-1}$  Бк/кг, <sup>239+240</sup>Pu –  $n \cdot 10^{-3}$  Бк/кг.

Миграционная способность радионуклидов уменьшается в ряду <sup>90</sup>Sr > <sup>137</sup>Cs > <sup>239+240</sup>Pu. Радионуклид <sup>90</sup>Sr водным путем переносится от нескольких сотен метров до нескольких километров. Этому способствует то, что <sup>90</sup>Sr в воде практически 100% содержится в растворенной форме. При этом донные отложения ручьев способны сорбировать от 30 до 50% <sup>90</sup>Sr, содержащегося в воде. Радионуклид <sup>137</sup>Cs в воде может находиться как в растворенной форме (от 40 до 100%), так и в виде взвешенного вещества и в коллоидной форме. Сорбция <sup>137</sup>Cs донными отложениями варьирует в широком диапазоне – от 5 до 80% в зависимости от объекта. Дальность его распространения не превышает десятков метров от источника. Радионуклид <sup>239+240</sup>Pu в воде содержится преимущественно во взвешенном веществе и в виде коллоидов различного размера, и лишь в некоторых объектах может содержаться в растворенной форме (не более 40%). Сорбция <sup>239+240</sup>Pu донными отложениями достигает 80 – 90%, дальность распространения не превышает нескольких метров от источника.

## **БИОГЕОХИМИЧЕСКИЕ ФАКТОРЫ МИГРАЦИИ УРАНА В ПОДЗЕМНЫХ ВОДАХ ВБЛИЗИ ШЛАМОХРАНИЛИЩ**

**Р.А. Алдабаев<sup>1)</sup>, А.В. Сафонов<sup>1)</sup>, А.Е. Богуславский<sup>2)</sup>, К.А. Болдырев<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва*

*<sup>2)</sup> – ИГМ СО РАН, Новосибирск*

*<sup>3)</sup> – ИБРАЭ РАН, Москва*

В работе представлены данные о влиянии аэробных и анаэробных микробиологических процессов на миграцию урана в верхних водоносных горизонтах (8-12 м), загрязнённых сульфатами и нитратами в районе шламохранилища Новосибирского завода химических концентратов (НЗХК). Миграция урана в подземных водах зависят от геохимических показателей водоносного горизонта: минерального состава и сорбционной емкости минералов и других факторов. Целью данной работы являлось получение данных о видовом разнообразии микрофлоры, роли микробиологических процессов в изменении геохимических параметров миграции уранил-ионов в пластовой жидкости для математического биогеохимического моделирования.

На основании анализа генов 16S рНК изучен видовой состав микроорганизмов. В пробах, отобранных из наиболее загрязнённых скважин обнаружено значительное количество организмов, способных восстанавливать нитрат, сульфат- и уранил-ионы. Добавление молочной сыворотки к пробам пластовой жидкости приводило к снижению  $E_h$  до -200 мВ за 10 дней при условии концентраций нитрат-ионов 1-2 г/л, что способствовало восстановлению нитрат и сульфат-ионов. Биогеохимическое моделирование в программе PHREEQC показало, что в условиях водоносного горизонта иммобилизация урана возможна в регионах с высокой концентрацией органических веществ. Наиболее важным микробиологическим процессом является снижение окислительно-восстановительного потенциала благодаря процессам аэробного дыхания. После этого в анаэробных условиях можно ожидать окислительно-восстановительно-зависимую уран редукцию. Более того, при наличии сульфат-ионов, анаэробные процессы сульфат редукции и железо редукции ведут к образованию сульфида железа, который играет роль антиоксидантного буфера в случае кислородной миграции.

Работа поддержана грантом РФФИ №17-05-00707.

**ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ВЫВОДУ ИЗ  
ЭКСПЛУАТАЦИИ НА СОСТОЯНИЕ НЕДР ПРОМПЛОЩАДКИ №1  
АО «ВНИИНМ»**

**Е.Ю. Анциферова, А.Ю. Кузнецов, М.С. Бажанов**

*АО «ВНИИНМ», г. Москва, A\_Quznetsov@mail.ru*

Вывод из эксплуатации объектов использования атомной энергии с каждым годом наращивает темпы не только в нашей стране, но и в мире. Осуществление данного вида деятельности требует строгого контроля, как в части обеспечения радиационной безопасности, так и в части охраны окружающей среды.

В 2016-2017 годах было завершено создание системы мониторинга недр на площадке №1 АО «ВНИИНМ», результаты работы которой необходимы для получения данных для экологического обоснования разработки проектов вывода из эксплуатации ЯРОО, уточнения данных по состоянию окружающей среды, границ зоны влияния, оценка экологического риска при проведении работ по выводу из эксплуатации.

Для получения данных об экологическом состоянии площадки №1 проведены:

- бурение трех скважин на первый от поверхности водоносный горизонт (25, 28 и 46 м);

- гамма-каротаж пробуренных скважин, радиометрический промер керна в каждой скважине, определение удельной активности природных и техногенных радионуклидов ( $U^{238}$ ,  $U^{234}$ ,  $U^{235}$ ,  $Pu^{239+240}$ ,  $Pu^{238}$ ,  $Am^{241}$ ,  $Th^{232}$ ,  $Th^{230}$ ,  $Th^{228}$ ,  $Ra^{226}$ ,  $Ra^{228}$ ,  $Ra^{224}$ ,  $Sr^{90}$ ,  $Cs^{137}$ ,  $K^{40}$ )

- отбор проб воды из скважин для проведения радиохимического и химического анализа;

Создание системы мониторинга недр позволило не только дать оценку современного состояния геологической среды на территории площадки №1, но и проследить динамику состояния подземных вод после завершения в 2015 году работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б».

Анализ результатов позволил сделать выводы о том, что многолетняя эксплуатация ЯРОО предприятия и вывод из эксплуатации научно-исследовательского корпуса «Б» не оказали негативного влияния на состояние подземных вод промышленной площадки №1.

**РАДИОНУКЛИДЫ В ПОДЗЕМНЫХ РАССОЛАХ ЮГО-ЗАПАДА  
ОЛЕНЕКСКОГО КРИОАРТЕЗИАНСКОГО БАССЕЙНА  
(СИБИРСКАЯ ПЛАТФОРМА)**

**С.Ю. Артамонова<sup>1)</sup>, М.С. Мельгунов<sup>2)</sup>, Л.Г. Бондарева<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ИГМ СО РАН, Новосибирск, [artam@igm.nsc.ru](mailto:artam@igm.nsc.ru)*

*<sup>2)</sup> – ИГМ СО РАН, Новосибирск, [mike@igm.nsc.ru](mailto:mike@igm.nsc.ru)*

*<sup>3)</sup> – ФНЦГ им. Ф.Ф. Эрисмана Роспотребнадзора, Москва,  
[lydiabondareva@gmail.com](mailto:lydiabondareva@gmail.com)*

Рассматриваются результаты изучения межмерзлотных и подмерзлотных подземных рассолов на юго-западном фланге Оленекского криоартезианского бассейна Сибирской платформы. Пробоотбор (27 проб) подземных рассолов проведен с глубины от 155 до 900 м из гидрогеологических скважин и с зумпфов горнодобывающего карьера и рудника в районе г. Удачный в 2008, 2009 и 2012 гг. Целью работ было оценить содержание природных и техногенных радионуклидов в подземных рассолах.

Выявлено, что в подземных рассолах при увеличении содержания  $\text{Ca}^{2+}$  растет активность  $^{226}\text{Ra}$  с коэффициентом корреляции  $R=0.66$ . С помощью высокоразрешающей полупроводниковой гамма-спектрометрии в пробах подземных рассолов определены активности  $^{226}\text{Ra}$  от 2.3 Бк/л до 54 Бк/л, а также выявлено неравновесие между продуктами распада тория  $^{228}\text{Ac}$  и  $^{212}\text{Pb}$ . Среднее отношение  $^{228}\text{Ac}/^{212}\text{Pb}$  составило 4.9. Последнее может указывать на привнос  $^{228}\text{Ra}$  из вмещающих пород при метаморфизации подземных рассолов, заключающейся, главным образом, в растворении кальцита и гипса (ангидрита) вмещающих пород и выпадения доломита из рассола. В пробах характерно низкое содержание U – всего десятые доли Бк/л. В пробах установлено присутствие  $^{137}\text{Cs}$  со средней активностью 0.68 Бк/л.

В подземных рассолах также определены техногенные радионуклиды: тритий в 5–146 Бк/л,  $^{90}\text{Sr}$  в 0.08– 5.1 Бк/л,  $^{238}\text{Pu}$  – до 0.08 Бк/л,  $^{239,240}\text{Pu}$  – до 0.62 Бк/л, источником которых предполагается мирный подземный ядерный взрыв «Кристалл», проведенный в этом районе в 1974 г.

**ВЛИЯНИЕ ФОРМ СОСТОЯНИЯ ЦЕЗИЯ В ПРИРОДНЫХ ВОДАХ И  
ПОЧВЕННЫХ РАСТВОРАХ НА КИНЕТИКУ СОРБЦИИ  
ФЕРРОЦИАНИДНЫМИ СОРБЕНТАМИ НА ОСНОВЕ  
АЛЮМОСИЛИКАТОВ**

**М.О. Блинова, А.В. Воронина**

*Уральский Федеральный Университет, г. Екатеринбург  
e-mail: smo-ural@yandex.ru*

Для оценки возможности использования сорбентов для реабилитации радиоактивно-загрязненных территорий (очистки природных вод, снижения перехода радионуклидов из почвы в сельскохозяйственные растения) необходимо исследовать кинетические характеристики сорбентов, определить скорости протекания процесса сорбции и лимитирующие стадии. В работе исследованы механизмы сорбции цезия природными (клиноптилолит, глауконит) и модифицированными смешанными ферроцианидами никеля-калия (НКФ-Кл, НКФ-Гл) алюмосиликатами из водопроводной воды как примера слабоминерализованной воды и почвенных растворов.

Показано, что скорость перемешивания раствора влияет на скорость сорбция цезия из слабоминерализованных вод только на первой стадии сорбции и только до скорости 480 об/мин, а изменение концентрации цезия в растворе не оказывает влияния, слабое влияние на скорость сорбции оказывает размер гранул сорбента НКФ-Кл. Рассчитанные значения коэффициентов диффузии для всех образцов составили  $10^{-12}$ - $10^{-13}$  м<sup>2</sup>/с. Значения энергии активации процесса сорбции цезия Кл и НКФ-Кл на первой стадии сорбции составила соответственно 48,1 и 35,2 кДж/моль, на второй – 41,1 и 63,2 кДж/моль. Сделан вывод, что для сорбентов Гл и НКФ-Гл сорбцию цезия из слабоминерализованных вод лимитирует диффузия цезия в поровом пространстве сорбентов, для Кл и НКФ-Кл - лимитирующий вклад на 1 и 2 стадиях кроме внутренней диффузии вносит химическая реакция. В почвенных растворах до 80% цезия находится в виде псевдорadioколлоидов. Показано, что присутствие псевдорadioколлоидов не оказывает лимитирующего влияния на процесс сорбции цезия. При сорбции происходит их разрушение. Сравнительный анализ кинетических характеристик природных и модифицированных сорбентов на основе алюмосиликатов, полученных на различных типах водных растворов, показал, что механизм сорбции цезия не изменяется, скорости сорбции и коэффициенты диффузии сопоставимы в пределах погрешностей.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-33-00018 мол\_а.

## ФАКТОРЫ ПОДВИЖНОСТИ ТЕХНОГЕННЫХ АНОМАЛИЙ УРАНА

А.Е. Богуславский

*Институт геологии и минералогии СО РАН, Новосибирск,  
boguslav@igm.nsc.ru*

Техногенные геохимические и гидрохимические аномалии урана формируются на участках, прилегающих к хранилищам твердых и жидких РАО большинства предприятий топливно-ядерного цикла. В ряде случаев они формируются только при эксплуатации хранилищ, иногда наблюдается их распространение и после консервации отходов. Скорость и объёмы их накопления или деградации являются важной характеристикой для долгосрочной оценки влияния хранилищ особых РАО, консервация которых не предполагает формирование дополнительных барьеров.

Изучение шламохранилищ и пунктов хранения РАО ряда Сибирских предприятий Росатома позволило оценить вклад отдельных факторов, влияющих на интенсивность распространения и переотложения урана. Одним из основных является геоморфологическое положение хранилища, обуславливающее его доступность для контакта с метеорными и грунтовыми водами. Следующим фактором является химический состав отходов и формы нахождения в них урана, наличие водорастворимых и ионообменных форм предполагает возможность его беспрепятственного выноса. С другой стороны, наличие в отходах металлического железа или алюминия препятствует миграции урана как в следствие снижения  $E_h$  в растворах возникающего при окислении  $Fe^0$ , так и напрямую сорбируя растворенный уран на оксидах и гидрооксидах  $Fe^{3+}$  и  $Al^{3+}$ . Для эксплуатирующихся отстойников важным фактором является объём и состав поступающих техногенных растворов. Проницаемость и сорбционная ёмкость вмещающих пород определяет количество урана, осаждающегося на вмещающих породах при миграции грунтовых вод. Еще одним фактором, который приводит к осаждению урана являются аэробные и анаэробные микробиологические процессы, протекающие в водоносных горизонтах.

В настоящий момент уже можно проводить количественные оценки отдельных параметров на скорости и объёмы миграции и осаждения загрязняющих компонентов, однако, общую численную модель, учитывающую условия во всем их многообразии, еще предстоит создать.

Работа выполнена в соответствии с государственными заданиями № 0330-2016-0010 при поддержке гранта РФФИ № № 17-05-00707.

**КОМПЛЕКСНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ  
РАДИОНУКЛИДОВ В ПУНКТАХ ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ  
ЖРО НА ПРИМЕРЕ СТРОНЦИЯ**

**К.А. Болдырев<sup>1)</sup>, Е.В. Захарова<sup>2)</sup>, И.В. Капырин<sup>1)</sup>, А.В. Сафонов<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ИБРАЭ РАН, Москва, [kaboldyrev@ibrae.ac.ru](mailto:kaboldyrev@ibrae.ac.ru)*

*<sup>2)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва*

Многолетняя практика глубинной закачки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) в Российской Федерации требует глубокого понимания основных процессов, влияющих на перенос радионуклидов в геологической среде. Химические взаимодействия (в частности, сорбция) играют ключевую роль в замедлении переноса загрязнений потоком подземных вод. Замечено, что при переносе основного компонента ЖРО, нитрата натрия, существенными становятся также и биологические процессы. Денитрифицирующие бактерии распространены в различных экосистемах и часто обнаруживаются в загрязненных нитратами водоносных горизонтах. Значимым параметром, влияющим на концентрацию нитрат-ионов в подземных экосистемах, является микробиологическая денитрификация, наблюдающаяся в узком диапазоне концентраций нитрат-иона.

Целью данной работы являлось создание многопараметрической модели геомиграции стронция в присутствии нитрат-ионов, как основных макрокомпонентов РАО, с учетом роли микробиологической денитрификации и влияния размытия концентрации на фронте дисперсии.

Модель построена на основе экспериментального исследования процесса нитратредукции микроорганизмами, выделенными из пласта-коллектора ЖРО, а также на основе экспериментального определения параметров сорбции Sr на реальных породах пласта-коллектора ЖРО.

Проведенные расчеты показали, что вследствие размытия на фронте дисперсии концентрации нитрат-иона наблюдается его биодеградация, вследствие чего продвижение фронта стронция больше, чем в модели без учета биодеградации.

Комплексный учет биодеградации, процессов сорбции, а также гидродинамических процессов является существенным усовершенствованием по сравнению с упрощенными консервативными моделями переноса, и позволяет с минимальной консервативностью оценить перенос радионуклидов в условиях полигонов закачки, а, следовательно, и оценить влияние на население и окружающую среду.



## НАКОПЛЕНИЕ ТРИТИЯ ОРГАНИЗМАМИ ПО ЭКОЛОГИЧЕСКИМ ПИЩЕВЫМ ЦЕПОЧКАМ

Л.Г. Бондарева

*ФБУН «Федеральный научный центр гигиены им. Ф.Ф. Эрисмана»  
Роспротепнадзора, г. Мытищи, Московская область,  
lydiabondareva@gmail.com*

Тритий ( $^3\text{H}$ ) в водной экосистеме присутствует в виде тритиевой воды (НТО) и в связанном с органическими веществами виде (ОСТ). В последнем случае в виде обменных и необменных форм.

Целью исследований являлось – накопление трития по трофической цепочке вода-икра-водные растения-рыба, с последующим определением периода полувыведения, расчетом доз облучения.

Объекты исследования – карась серебряный (*Carassius gibelio*): икра, молодь, рыба; водные растения: роголистник (*Ceratophyllum*), ряска малая (*Lemna*). Все исследования проводились в климатической камере, с использованием воды реки Енисей. Определение содержания трития проводили методом ЖСС (Quantulus Model 1220). На первой стадии исследования (вода-икра), использовали содержания трития (Бк/л): 50, 500, 5000, 50000. По окончанию первой стадии исследования, большая часть мальков оставлялась для доращивания и, в последствии, использовалась на третьей стадии. Для накопления трития водными растениями (вторая стадия исследований) вносили по 100 кБк/л радионуклида. По окончанию второй стадии исследования, растения с тритием использовались для получения корма для рыб, при проведении третьей стадии исследований.

В результате было получено следующее. При воздействии трития на икру и мальков рыбы эффект был выражен для максимального внесения трития (50000 Бк/л), для остальных концентраций трития видимый эффект не выявлен. Большая доля трития накапливается в филе рыбы, которая использовала корм, обогащенный тритием. Оценка доли всего трития в рыбе, накопленного печенью, показала, что до 50 % трития связана с холестерином и его эфирами. Максимальный период полувыведения был выявлен для печени (~ 500 суток). Расчет эффективных доз внутреннего и внешнего облучения показал, что при поступлении трития с пищей в организм в значительной степени увеличивается доза облучения.

Работа выполнена при частичной финансовой поддержке гранта РФФИ № 16-05-00205.

**МОНИТОРИНГ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ В  
РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ЗАКОНСЕРВИРОВАННОГО  
МОГИЛЬНИКА ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА  
ТЕРРИТОРИИ ОПЫТНОЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ  
СТАНЦИИ**

**Н.А. Булаев, Ю.А. Карзанов**

*Озерский технологический институт НИЯУ МИФИ, Озерск,  
gloin2@mail.ru*

Капитальный могильник твердых радиоактивных отходов (ТРО) на территории Опытной научно-исследовательской станции (ОНИС) - это комплекс сооружений, предназначенный для размещения твердых радиоактивных отходов, которые образовались в результате деятельности ОНИС. Могильник эксплуатировался ОНИС в течение 60-80 гг. Он представляет собой бетонированную траншею, состоящую из изолированных секций, закрытую железобетонными плитами. Могильник состоит из навозохранилища, скотомогильника, хранилища ТРО. В декабре 2002 данный могильник был законсервирован.

После окончания работ по консервации могильника была разработана «Инструкция по обращению с законсервированным могильником твердых радиоактивных отходов ОНИС на территории поселка Метлино».

На территории могильника контролируются следующие объекты окружающей среды: подземные воды, воздух, почва, растительность и снег. Контроль подземных вод осуществляется из скважин, расположенных на территории могильника. В данной работе был проведен анализ данных мониторинга могильника за три года (2014-2016, включительно).

В результате проведенного анализа данных по радиационной обстановке на территории законсервированного могильника твердых радиоактивных отходов ОНИС можно сделать вывод, что существенных изменений в содержании радионуклидов не обнаружено, т.е. радиоэкологическая обстановка на территории могильника и в его санитарно защитной зоне стабильная и сохраняется на уровне регионального радиационного фона. Превышений измеряемых параметров над установленными контрольными уровнями не установлено.

Результаты трехлетних наблюдений на территории могильника и в его санитарно защитной зоне показали, что законсервированный могильник соответствует всем нормам радиационной безопасности, устойчив к погодным и климатическим условиям, недоступен для несанкционированного проникновения населения, и не оказывает отрицательного радиационного воздействия на окружающую среду.

**ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ УРАНА В РАДИОАКТИВНО  
ЗАГРЯЗНЕННЫХ ГРУНТАХ НА ТЕРРИТОРИИ АО "АЭХК"**

**И.Э. Власова<sup>1)</sup>, М.А. Маряхин<sup>2)</sup>, А.В. Ржевская<sup>1)</sup>, В.О. Япаскурт<sup>1)</sup>,  
А.Ю.Романчук<sup>1)</sup>, Г.А. Варлакова<sup>2)</sup>, А.П. Варлаков<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, *ivlas@radio.chem.msu.ru*

<sup>2)</sup> – АО «ВНИИНМ»

При разработке способа реабилитации объектов ядерного наследия ключевой задачей является установление физико-химических форм радионуклидов, определяющих их миграционное поведение и возможные пути очистки объекта от загрязнения. На площадке сублиматного производства АО «АЭХК» за десятилетия работы предприятия накопился значительный объем радиоактивно загрязненных грунтов, содержащих в основном изотопы урана. Целью данной работы стало установление физико-химических форм урана в радиоактивно загрязненных грунтах площадки сублиматного производства АО «АЭХК» и в продуктах очистки грунта методом гидросепарации для повышения эффективности технологии очистки.

Проведены разносторонние исследования общего химического, радионуклидного состава и распределения радиоактивности, как валовой пробы грунта, так и полученных при очистке методом гидросепарации на стенде АО «ВНИИНМ» отдельных гранулометрических фракций, с применением рентгенофазового и рентгенофлуоресцентного анализа, гамма-спектрометрии, оптической микроскопии и радиографии. Формы нахождения и распределение урана в грунте определялись с применением растровой электронной микроскопии и последовательного выщелачивания проб грунта.

При гранулометрическом разделении пробы было показано, что уран преимущественно содержится в самой мелкой фракции грунта, в которой доминируют глинистые минералы. По данным РЭМ, уран входит в состав отдельных микрочастиц, а также более крупных фрагментов грунта (хлорит, остатки древесины, шлаки). По результатам последовательного выщелачивания валовой пробы грунта было установлено, что основная часть урана распределена между формами, связанными с карбонатами (50-60%) и с Fe/Mn оксидами (около 30%).

Полученные в результате данной работы сведения о физико-химических формах нахождения урана позволят разработать способ реагентной обработки продуктов очистки загрязненного грунта АО «АЭХК», полученных методом гидросепарации, с целью повысить эффективность очистки. По предварительным данным коэффициент очистки грунта увеличится до 10-12.

## СОРБЦИЯ ГУМАТНЫХ КОМПЛЕКСОВ МИКРОЭЛЕМЕНТОВ ГЕКСАЦИАНОФЕРРАТОМ (II) ЖЕЛЕЗА (III) – КАЛИЯ

**И.В. Волков, Е.В. Поляков**

*Институт химии твердого тела Уральского отделения РАН,  
Екатеринбург, [ilyavolkov@ihim.uran.ru](mailto:ilyavolkov@ihim.uran.ru)*

Исследована кинетика сорбции Cs(I), Sr(II), Co(II), La(III) гексацианоферратом железа-калия (берлинская лазурь) марки «ферроцин» в гуматном растворе, содержащем 90-100 мг/л гуминовых кислот (ГК). Полученные данные сравнили с аналогичными для 0,01 М раствора NaCl в дистиллированной воде. Из экспериментальных кривых видно, что в среде ГК за первые минуты сорбируется фактически максимальное количество ( $a$ ) микроэлементов. В равновесии количество сорбированных стронция и кобальта оказывается выше, чем в растворе без ГК. Для цезия и лантана наблюдается обратный эффект. Равновесный коэффициент распределения ( $K_d$ ) ионов цезия в отсутствии ГК в 2 раза превышает значение для гуматного раствора, а для La – в 18 раз. В свою очередь,  $K_d$  ионов кобальта в присутствии ГК возрастает в 6 раз, стронция – в 8 раз. Параллельно наблюдали за концентрацией Fe и K в растворе. Содержание калия в обоих типах растворов оказалось приблизительно равным, однако концентрация Fe в гуматном растворе возрастает на порядок величины.

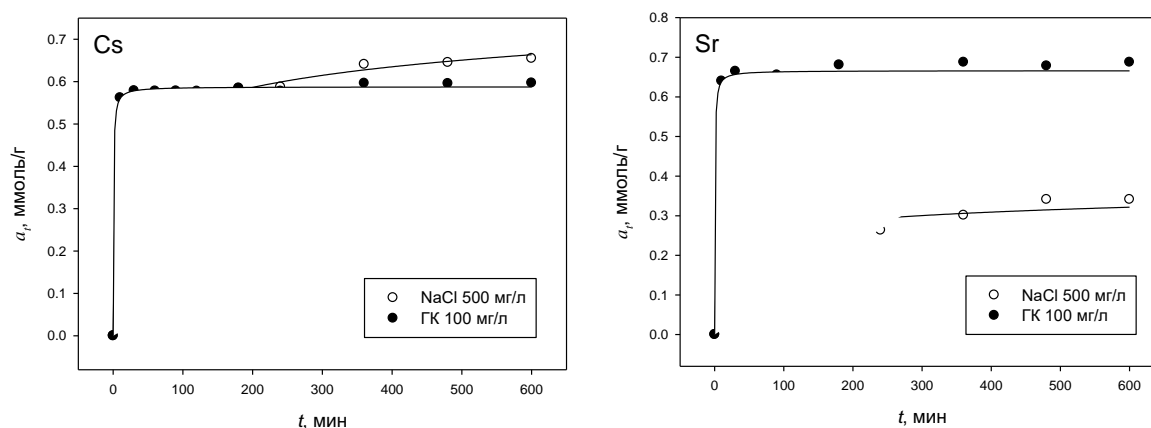


Рисунок. Интегральные кинетические кривые сорбции ионов  $Cs^+$  и  $Sr^{2+}$  в отсутствии и в присутствии ГК.  $C_{исх} = 5$  мг/л, pH = 6, T = 23°C.

Сделан вывод о том, что в условиях равновесия гуматные комплексы цезия и лантана сорбируются хуже их аква-ионов. Скорость сорбции гуматных комплексов микроэлементов превышает скорость сорбции аква-ионов. Работа поддержана проектом РФФИ №18-03-00051.

**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ И МИГРАЦИЯ  $^{241}\text{Am}$  И  $^{137}\text{Cs}$  В  
ОКИСЛИТЕЛЬНО-ВОССТАНОВИТЕЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ  
ОРГАНОМИНЕРАЛЬНОГО ОСАДКА ОЗЕРА КРУГЛОЕ (ТОМСКАЯ  
ОБЛАСТЬ)**

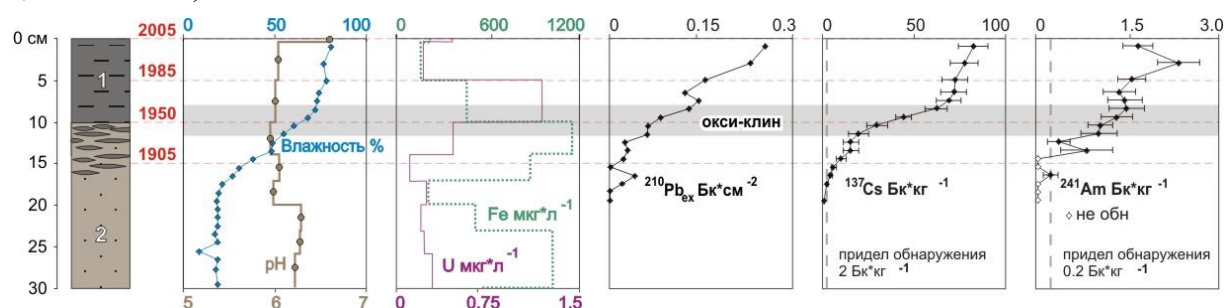
**Ю.В. Восель<sup>1)</sup>, С.В. Восель<sup>2,3)</sup>, М.С. Мельгунов<sup>1,3)</sup>, Е.В. Лазарева<sup>1)</sup>,  
М.Ю. Кропачева<sup>1)</sup>, В.Д. Страховенко<sup>1,3)</sup>**

<sup>1)</sup> – ИГМ СО РАН, Новосибирск, *vosel@igm.nsc.ru*

<sup>2)</sup> – ИХКГ СО РАН, Новосибирск

<sup>3)</sup> – НГУ, Новосибирск

Была исследована колонка донных отложений озера Круглое, находящегося в 30 км зоне влияния Сибирского химического комбината (СХК) города Северска (Томск-7) с основной целью определить масштабы и скорости миграции искусственных радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{241}\text{Am}$  по разрезу органио-минерального осадка. Датировки по  $^{210}\text{Pb}$  показали, что в данной колонке горизонт осадка, образовавшийся в 1950 году – времени начала массовых испытаний ядерного оружия соответствует глубине 10 см. Соответственно и основная часть  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{241}\text{Am}$  так же содержится в интервале осадка 0-10 см. Распределение  $^{137}\text{Cs}$  по разрезу имеет вид слегка скошенной ступеньки, нижний край которой находится на уровне 10 см. Условия среды в этом интервале – окислительные. Глубина расположения окси-клина была определена по распределению ред-окс чувствительных элементов Fe и U, растворенных в поровом растворе. Размытость нижнего края ступеньки, находящегося на глубине 10 см позволила оценить диффузионную подвижность  $^{137}\text{Cs}$ . Его коэффициент диффузии D оказался порядка  $10^{-8}$  см<sup>2</sup>/с. В то же время коэффициент диффузии ионов Cs<sup>+</sup> в водном растворе значительно больше, D =  $2 \cdot 10^{-5}$  см<sup>2</sup>/с. Этот результат показывает, что диффузия изотопов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{241}\text{Am}$  в поровом растворе происходит в составе коллоидных частиц субмикронного размера (d ≈ 400 нм).



Работа выполнена в рамках государственного задания № 0330-216-0011 и при частичной финансовой поддержке гранта РФФИ № 17-05-41076 РГО\_а. Аналитические исследования проведены в «ЦКП Многоэлементных и изотопных исследований СО РАН».

## РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ ОБЪЕКТОВ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ В МОСКВЕ

**С.К. Гордеев, А.Г. Пташкин, Ю.В. Чистовский**

***ФГУП «РАДОН», Москва, [AGPtashkin@radon.ru](mailto:AGPtashkin@radon.ru)***

Радиационная обстановка в г. Москве систематически с 1987 г. контролируется ФГУП «РАДОН». ФГУП «РАДОН» выполняет работы в административных округах г. Москвы в соответствии с постановлением Правительства Москвы «Об организации Единой системы экологического мониторинга города Москвы» и согласно договорам с ДЖКХ.

Система радиоэкологического мониторинга (РЭМ) в настоящее время охватывает всю территорию Москвы, постоянно совершенствуется и обеспечивается:

- шестью стационарными постами радиационного контроля;
- регулярной режимной сетью радиационного контроля, состоящей из 134 пунктов в старых границах Москвы и временной режимной сетью радиационного контроля на территории 21 населенного пункта в ТиНАО;
- 87 пунктами радиационного контроля на режимных створах прудов, озер и малых рек водного бассейна города Москвы;
- 59 пунктами радиационного контроля на режимных створах реки Москвы;
- 85 пунктами автоматизированной системы радиационного контроля, АСКРО;
- мобильными средствами радиационного контроля территории города Москвы (автомобильная гамма съемка, АГС);
- мобильным средством передвижения на контролируемых участках судоходных акваторий города Москвы, укомплектованным пробоотборным оборудованием (теплоход типа Ярославец);
- аккредитованной лабораторией радиационного контроля для выполнения комплекса аналитических работ.

В докладе приводятся результаты многолетних измерений и анализа в Москве природной и антропогенной радиоактивности приземного воздуха, сухих выпадений и осадков, почв (грунтов), травянистой растительности, воды и донных отложений малых водоемов и Москвы реки, а также интегральной поглощенной дозы гамма излучения и мощности дозы при отборе проб, АСКРО и АГС.

## ФОРМЫ Np(V) И U(VI) В УСЛОВИЯХ ПЛАСТА-КОЛЛЕКТОРА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**И.В. Гусев<sup>1)</sup>, А.Ю. Романчук<sup>1)</sup>, Е.В.Захарова<sup>2)</sup>, А.Г. Волкова<sup>2)</sup>,  
И.Э. Власова<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М. В.Ломоносова, Москва

<sup>2)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва [igusev97@mail.ru](mailto:igusev97@mail.ru)

В России одним из методов обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО) является их удаление в подземные пласты-коллекторы. Известно, что долгоживущие актиниды Np(V) и U(VI) связываются с твердой фазой в условиях пласта-коллектора при pH 4-7. При этом остается не выясненным механизм их связывания и роль продуктов гидролиза катионов ЖРО и песков пласта-коллектора в нем. Таким образом, целью данной работы является определение закономерностей поведения Np(V) и U(VI) и распределения их по формам в условиях пласта-коллектора ЖРО.

Для этого были проведены сорбционные эксперименты в гидротермальных условиях (150°C, 50 ч.), в которых варьировались значения pH, а также присутствие кварца, глины и самих песков пласта-коллектора. Для определения формы нахождения актинидов было проведено кислотное выщелачивание при pH=1,3 и последовательное выщелачивание по методике Тессьера.

Для U(VI) было выяснено, что при повышении значений pH происходит монотонное увеличение степени связывания. При pH < 3, наличие глины является решающим фактором в поведении U(VI), при pH = 3,5 – 5,5 происходит одновременная сорбция урана на глинах и (мета)гидроксидах алюминия, образующихся из ЖРО. Кислотное выщелачивание урана в системах, содержащих кварц, повышается со временем с 10 до 55% и достигает равновесия за 100 дней. В случаях, когда U(VI) связан с породой и/или (мета)гидроксидами алюминия степень выщелачивания не превышает 30% (более 8 мес.) Из результатов последовательного выщелачивания видно, что основной формой нахождения урана являются труднорастворимые формы.

В случае Np(V), глина является основным компонентом, определяющим его поведение. Кислотное выщелачивание Np(V) происходит за более короткий промежуток времени (менее недели), чем в случае U(VI), что можно объяснить его более слабым связыванием с твердой фазой. Степень сорбции Np(V) зависит от температуры: при комнатной температуре величина связывания актинида в 2-3 раза меньше, чем при 150°C.

## ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ВОКРУГ ДЕЙСТВУЮЩЕЙ УГОЛЬНОЙ ТЭЦ

М.В. Густова, Н.С. Густова, С.П. Каплина, С.Н. Дмитриев

*Лаборатория ядерных реакций им. Г. Н. Флерова Объединенного  
института ядерных исследований, г. Дубна, gust@jinr.ru*

Уголь является одним из важнейших топливных ресурсов. Однако, при использовании угля на угольных электростанциях (ТЭЦ) вследствие выбросов относительно больших количеств газообразных и твердых загрязнителей ( $\text{SO}_2$ ,  $\text{NO}_x$ ,  $\text{CO}_2$ , углеводороды, летучая зола), химически опасных микроэлементов (мышьяк, ртуть, кадмий и др.) и радионуклидов (уран, торий и их дочерние радионуклиды) возможно экологическое загрязнение атмосферы и существенное радиологическое влияние на окружающую среду. Данная проблема характерна, например, для таких стран, как Монголия, в структуре производства электроэнергии которой угольные ТЭЦ являются доминирующими.

Исследование радиоактивности в углях и первые оценки поступления радионуклидов в окружающую среду после сжигания углей появились еще в 60-х годах прошлого столетия [1], однако, до сих пор существует необходимость в более детальных оценках радиологического влияния работающих угольных ТЭЦ в зависимости от их территориального расположения и качества применяемых углей. Среднее содержание урана и тория в углях находится на уровне 1-10 мг/кг, однако, для углей отдельных регионов, например, в Монголии или ЮАР, возможно не типичное содержание до 100 мг/кг для Th и U, что надо учитывать при оценке локального влияния угольных ТЭЦ. Отмечается также, что при горении угля, в результате реакций с компонентами дымовых газов возможно образование летучих соединений отдельных радионуклидов, в частности  $^{210}\text{Pb}$  и  $^{210}\text{Po}$ . Поэтому встает вопрос о важности проведения мониторинга на содержание радионуклидов радиоактивных рядов Th и U в экологических объектах (почва, растения) вокруг действующих угольных ТЭЦ.

Улан-Баторская ТЭЦ-4 - самое крупное энергетическое предприятие в Монголии; в качестве топливного ресурса ТЭЦ-4 использует бурый уголь Баганурского угольного разреза. Для оценки возможности радиологического загрязнения было определено содержание элементов в образцах угля, золы, а также почвы и растительности вокруг данной действующей угольной ТЭЦ Монголии.

[1]. *J. Tadmor* Radioactivity from Coal-Fired Power Plants: A Review // *J. Environ. Radioactivity*. N 4. 1986. P.177-204.



**МОНИТОРИНГ РАДИОНУКЛИДОВ  $^{90}\text{Sr}$  И  $^{137}\text{Cs}$  В ВОДНЫХ ИСТОЧНИКАХ АРХИПЕЛАГА НОВАЯ ЗЕМЛЯ**

**Ю.В. Дубасов, Б.О. Шагин, А.А. Пилютик**

*Радиевый институт им. В.Г.Хлопина, yuri.dubasov@gmail.com,  
С.-Петербург*

В период с 1964 по 1989 г.г. на архипелаге Новая Земля, остров Южный было проведено 39 подземных ядерных испытаний, в ходе которых было взорвано более 120 ядерных зарядов различной мощности, вплоть до мегатонного класса [1]. Большинство испытаний было проведено в горных массивах Лазарева и Моисеева, в условиях вечной мерзлоты. Мониторинг радионуклидов  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  проводился, начиная с 2000 г. в период положительных температур в основных водных бассейнах –проливе Маточкин Шар и реке Шумилихе, протекающей между горными массивами Лазарева и Моисеева, являющейся водосбором и впадающей в пролив Маточкин Шар.

Отбор проб воды объемом 100 - 20 л проводился как точечным методом, так и интегральным -путем объединения отбираемых каждый день проб объемом 0,6 л в одну общую для каждого объекта за экспедиционный период наблюдения. В докладе будут представлены результаты многолетних исследований, показывающие, что концентрация  $^{90}\text{Sr}$  в проливе Маточкин Шар в 2 км восточнее устья реки Шумилихи от, соединяющем Баренцево и Карское моря менялась в интервале значений от 1,6 до 0,22 Бк/л. Концентрация  $^{90}\text{Sr}$  за 15 лет менялась в пределах от 1 до 11 Бк/л в зависимости от года и периода наблюдения. Концентрация  $^{137}\text{Cs}$  по сравнению со  $^{90}\text{Sr}$  очень мала и не превышала величины чувствительности методики 0,1 -0,05 Бк/л. Соотношение этих радионуклидов, выносимых грунтовыми водами из штолен бывшего Семипалатинского полигона иное, там соотношение активности  $^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$  в собирающем ручье, выходящем за пределы горного массива Дегелен равно примерно 0,5-1[2], т.е. горные породы на центральном полигоне РФ обладают более высокой сорбционной способностью по отношению к  $^{137}\text{Cs}$ .

[1] Михайлов В.Н., Дубасов Ю.В., Матущенко А.М. Ядерные взрывы в СССР. Северный испытательный полигон. СПб, Изд. Радиевый институт, 1999 г.

[2] Dubasov Yu. V. Proc. of International Conf. on Radioactivity in the Environment, 1-5 Sept.2002, Monaco. Ed. P. Strand, P. Boretzen.T. Jolle, p.290-295.

**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ И ИХ СОРБЦИОННОЕ  
ПОВЕДЕНИЕ В ПОВЕРХНОСТНОМ СЛОЕ ДОННЫХ ОСАДКОВ  
КАРСКОГО МОРЯ**

**Е.В. Дурягина<sup>1)</sup>, Н.В. Кузьменкова<sup>1,2)</sup>, В.В. Крупская<sup>2,3)</sup>,  
С.Е. Винокуров<sup>2)</sup>, Б.Ф. Мясоедов<sup>2)</sup>**

*1) – МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва,  
lizaeny@mail.ru*

*2) – Институт геохимии и аналитической химии РАН, Москва,*

*3) – Институт геологии рудных месторождений, петрографии,  
минералогии и геохимии РАН, Москва*

В июле-августе 2015-17 годов были проведены научно-исследовательские морские экспедиции на НИС «Академик Мстислав Келдыш» одним из результатов которых стало определение содержания техногенных радионуклидов (прежде всего  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ ) в донных осадках Карского моря и моря Лаптевых. Радиоэкологическая обстановка данных районов оценивается как удовлетворительная. При этом малоизученным остается залив Седова, где активность ТРО составляет до 111,8 ТБк. Образец осадка именно из залива Седова был выбран в качестве объекта исследования сорбционных свойств.

Образец был проанализирован на гамма-спектрометре с детектором из сверхчистого германия Canberra GR 3818 ( $^{137}\text{Cs}$  – 49,3 Бк/кг). Жидкостно-сцинтилляционной спектроскопией определена активность  $^{90}\text{Sr}$  (менее 0,5 Бк/кг). Проведены рентгенофлуоресцентный анализ, фракционирование по механическому составу и количественный минеральный анализ пробы. Изученный образец донного осадка представлен алевро-пелитами с редкими крупными обломками плохо-окатанных глинистых сланцев и алевролитов.

С целью определения сорбционных свойств осадка по отношению к  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{243}\text{Am}$ , эксперименты проводились в дистиллированной и морской воде. В ходе изучения зависимости сорбции Cs, Sr и Am на донных осадках Карского моря от pH установлен ионообменный механизм сорбции Cs; для Am в морской воде определен механизм комплексообразования, в дистиллированной - ионообменный. Для Sr определены различные механизмы сорбции: для морской воды – ионообменный, для дистиллированной – механизм комплексообразования. Установлена кинетика сорбции: Am - порядка 20 часов, Cs – 2 часа, Sr – менее часа.

Рассчитаны коэффициенты распределения Cs, Sr и Am на донном осадке из залива Седова.

## СОРБЦИЯ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ НА БЕНТОНИТАХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ 10-Й ХУТОР (РОССИЯ) И КАТЧ (ИНДИЯ)

М.В. Евсюнина, В.Г. Петров, И.Э. Власова

*МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, mashko-ya-e@mail.ru*

На сегодняшний день захоронение высокоактивных отходов (ВАО) и отработанного ядерного топлива является критически важной проблемой. В России принята концепция захоронения ВАО в скальные породы с использованием многобарьерной системы. Один из инженерных барьеров является буфер из слабопроницаемого сорбционного материала, обычно бентонита, который обладает высокой сорбционной способностью по отношению к катионам металлов и слабой водопроницаемостью. Целью данной работы является определение сорбционных свойств бентонитов разного состава из двух месторождений (10-й Хутор, Россия и Катч, Индия) по отношению к Cs(I) и Sr(II).

Были проведены эксперименты по изучению кинетики сорбции Cs и Sr на бентонитах, по определению зависимости сорбции Cs и Sr от pH и ионной силы. Также были построены изотермы сорбции Cs и Sr на бентонитах. Содержание твердой фазы 1 г/л.

Было установлено, что кинетика сорбции как Cs, так и Sr на исследуемых образцах бентонитов быстрая: уже в первые минуты сорбция достигает максимальных значений и слабо меняется со временем.

Для сорбции цезия на Хакасском бентоните наблюдается отсутствие зависимости от pH и уменьшение значений сорбции при увеличении ионной силы, что может указывать на преимущественно ионообменный механизм сорбции. Для стронция характерно наличие зависимости сорбции от pH и уменьшение сорбции при увеличении ионной силы, что может указывать на смешанный механизм (комплексообразование и ионный обмен) взаимодействия ионов стронция с поверхностью минерала.

Кроме того, были проведены эксперименты как с исходным бентонитом Катч, который представлен в основном в форме Са-/Mg-сметита, так и с его Na-формой. Было установлено, что перевод бентонита Катч в Na-форму способствует увеличению значений сорбции как цезия, так и стронция.

На полученных изотермах сорбции цезия на Хакасском бентоните и бентоните месторождения Катч наблюдаются два типа сорбционных центров, а на изотермах сорбции стронция на всех бентонитах – один.

Работа выполнена при поддержке Российского Научного Фонда (№16-13-00049).

## ОЦЕНКА МИГРАЦИИ Cs-137 ПРИ ЛЕСНЫХ ПОЖАРАХ РАЗНОГО ТИПА

И.С. Журкова, Б.Л. Щербов

*Институт геологии и минералогии им. В.С. Соболева СО РАН  
Новосибирск, zhurkova@igm.nsc.ru*

Лесные пожары сопровождаются аэрозольно-пылевыми выбросами, в которых содержатся высокотоксичные элементы, такие как ртуть, кадмий, свинец, искусственные радионуклиды (стронций-90, цезий-137). Работа посвящена оценке масштабов миграции Cs-137, при лесных пожарах верхового (слабый, сильный, повальный), смешанного и низового типов (Рис.1). Проведено сравнение удельной активности Cs-137 в почвах фоновых и горелых поверхностей.

Пробы отбирали, впрессовывая стальное кольцо (диаметр 82 мм, высота 50 мм, объем 264 см<sup>3</sup>) в верхние слои почв, в которых содержались лесные горючие материалы (травы, опад, дерновый слой почвы, мхи, лишайники). На пожарищах пробы представлены продуктами сгоревших ЛГМ (зола, сажа, мелкие угли). После стандартной подготовки проб определение Cs-137 выполнено гамма-спектрометрическим методом в ЦКП Многоэлементных и изотопных исследований СО РАН.

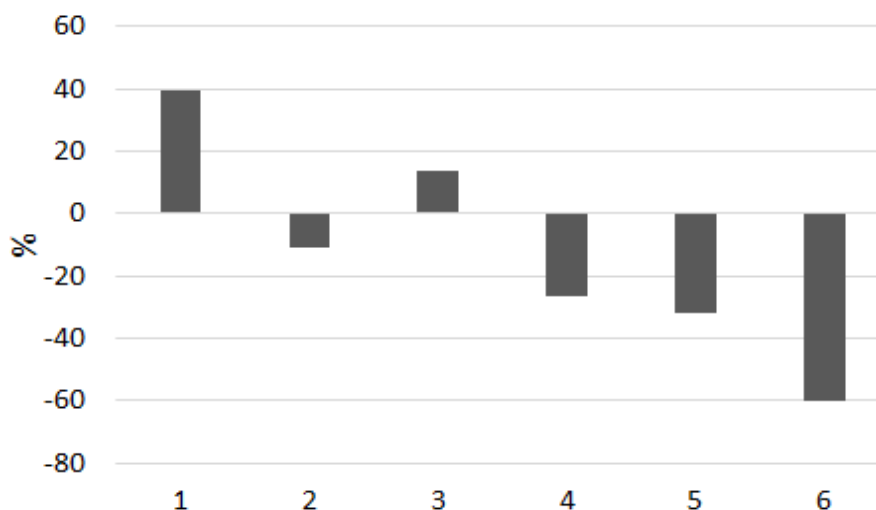


Рис.1 Вынос/накопление Cs-137 в зависимости от типа пожара

Примечание: 1 – низовой беглый, 2 – низовой, 3 – низовой + верховой, 4 – верховой слабый, 5 – верховой сильный, 6 – верховой повальный.

Работа выполнена при поддержке РФФИ №18-35-00408 мол\_а.

**РАДИАЦИОННО ГИГИЕНИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В РАЙОНЕ  
РАСПОЛОЖЕНИЯ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ В  
ДАЛЬНЕВОСТОЧНОМ РЕГИОНЕ РОССИИ**

**С.М. Киселев, Т.Н. Лащенко, С.В. Ахромеев, Ю.Н. Зозуль,  
Т.И. Гимадова, В.В. Шлыгин**

**ФМБЦ им. А.И. Бурназяна, Москва, Москва, [tlaschenova@gmail.com](mailto:tlaschenova@gmail.com);  
[sergbio@gmail.com](mailto:sergbio@gmail.com); [Ahromeevs@mail.ru](mailto:Ahromeevs@mail.ru)**

В 2000 г. на базе бывших береговых технических баз Военно-Морского Флота создан Дальневосточный филиал ФГУП «Предприятие по обращению с радиоактивными отходами «РосРАО» для изоляции РАО, которые образуются при эксплуатации и утилизации АПЛ и реабилитации территорий. Для этого началось строительство регионального центра кондиционирования и долговременного хранения твёрдых РАО (РЦКДХ) в Приморском крае на площадке отделения Фокино ДВЦ «ДальРАО» в бухте Сыроева. Для оптимизации регулирующего надзора за радиационной безопасностью на этих территориях ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна, как технически поддерживающая организация ФМБА России, осуществляет государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

Перед началом строительства РЦКДХ важным является выявление фоновых показателей для всех объектов окружающей среды и оценка состояния здоровья населения. Полученные результаты, в дальнейшем, будут являться основой для расчета контрольных уровней на всех этапах эксплуатации. Целью данного этапа работы является комплексная оценка состояния окружающей среды на объектах ядерного наследия в Приморском крае до начала реализации проекта строительства РЦКДХ.

Объектом исследования является территория промплощадки отд. Фокино ДВЦ «ДальРАО» в б. Сыроева в Приморском крае. Оценено содержание техногенных радионуклидов в почве, поверхностной и морской воде, донных отложениях, а также в водорослях. Выявили, что основными дозообразующими радионуклидами являются  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ , содержание которых находится на уровне средних региональных значений для Приморского края. Получен большой массив данных для всех объектов исследования, структурированный в формате электронной базы данных. Статистическая обработка полученных данных позволила получить средние значения для всех параметров контроля, которым был присвоен статус «фоновые показатели» для каждого объекта окружающей среды.

Полученные данные послужат основанием для установления контрольных уровней радиоактивного загрязнения окружающей среды и будут использованы при разработке методических документов для проведения государственного санитарно-эпидемиологического надзора в процессе функционирования РЦКДХ.

**ОЦЕНКА ИНТЕНСИВНОСТИ ИЗЛУЧЕНИЯ НА ЧАСТОТЕ 1,4 ГГц  
ИЗ АТМОСФЕРНЫХ ВЫБРОСОВ ГОРНО-ХИМИЧЕСКОГО  
КОМБИНАТА (Г. КРАСНОЯРСК)**

**Г.А. Колотков, С.Т. Пенин**

***Институт оптики атмосферы им. В.Е. Зуева СО РАН, г.Томск, E-mail:  
kolotkov@iao.ru***

Горно-химический комбинат (ГХК) создавался для наработки оружейного плутония. На сегодняшний день, основными источниками, загрязняющими окружающую среду, являются реакторный и радиохимический заводы. Несмотря на то что в основном загрязняются вода (р. Енисей) и почва, мы будем рассматривать газоаэрозольные выбросы:

Радионуклид	Выбросы, Бк				
	2012	2013	2014	2015	2016
$^{60}\text{Co} (\beta^-)$	$9,27 \cdot 10^6$	$1,05 \cdot 10^7$	$2,63 \cdot 10^6$	$1,76 \cdot 10^7$	$2,42 \cdot 10^7$
$^{90}\text{Sr} (\beta^-)$	$1,31 \cdot 10^9$	$2,54 \cdot 10^8$	$1,32 \cdot 10^8$	$1,11 \cdot 10^8$	$1,38 \cdot 10^8$
$^{95}\text{Nb} (\beta^-)$	$6,98 \cdot 10^6$	$3,04 \cdot 10^6$	—	—	—
$^{95}\text{Zr} (\beta^-)$	$3,83 \cdot 10^6$	$3,04 \cdot 10^6$	—	—	—
$^{106}\text{Ru} (\beta^-)$	$2,23 \cdot 10^8$	$4,90 \cdot 10^7$	$1,99 \cdot 10^7$	$1,19 \cdot 10^7$	$2,19 \cdot 10^6$
$^{134}\text{Cs} (\beta^-)$	$2,78 \cdot 10^6$	$2,92 \cdot 10^6$	—	—	—
$^{137}\text{Cs} (\beta^-)$	$4,04 \cdot 10^8$	$1,48 \cdot 10^8$	$6,83 \cdot 10^7$	$8,74 \cdot 10^7$	$1,78 \cdot 10^7$
$^{144}\text{Ce} (\beta^-)$	$1,12 \cdot 10^9$	$5,47 \cdot 10^7$	$1,97 \cdot 10^7$	$1,46 \cdot 10^7$	$4,78 \cdot 10^6$
$^{239}\text{Pu} (\alpha)$	$2,59 \cdot 10^7$	$1,61 \cdot 10^8$	$1,13 \cdot 10^7$	$2,09 \cdot 10^7$	$2,78 \cdot 10^7$

Метод оценки интенсивности излучения из шлейфа выброса основан на вторичных проявлениях в атмосфере возникающих в результате бета-распада радионуклидов. Данный метод подробно описан в работе Kolotkov G.A. // JENR. 2013.

Полученные оценки позволяют сделать вывод, что метод детектирования повышенной радиоактивности в окружающей среде можно использовать в данной работе основываясь на количестве радиоактивного материала, выбрасываемого из ГХК

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-38-60115 мол\_a\_дк.

## СРАВНЕНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИСТОЧНИКОВ ПОВЫШЕННОГО РАДИАЦИОННОГО ФОНА ПОЧВ ТОМСКОЙ ОБЛАСТИ

Г.А. Колотков<sup>1)</sup>, С.Т. Пенин<sup>1)</sup>, П.Н. Матина<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Институт оптики атмосферы им. В.Е. Зуева СО РАН, г. Томск, E-mail: kolotkov@iao.ru*

<sup>2)</sup> – *Национальный исследовательский Томский государственный университет, г. Томск, E-mail: matina\_polina@mail.ru*

Загрязнение почв радиоактивными материалами связано с быстрым ростом атомной промышленности и увеличением применения энергии расщепленного ядра атома. На территории юго-востока Томской области главным источником поступления в атмосферу и почву техногенных радионуклидов является СХК (Сибирский химический комбинат). В связи с деятельностью СХК на территории Томской области наблюдаются повышенное содержание <sup>137</sup>Cs (фоновый уровень до 12 Бк/кг). Также на территории комбината есть захоронения отвального гексафторида урана. Наибольшее количество радиоактивности обнаружено на территории следующих населенных пунктов.

Выделяются природные факторы повышенной радиационной обстановки на территории юго-востока Томской области. Так на северо-

Место загрязнения	Содержание Бк/кг
с. Молчаново	42
д. Георгиевка	41
с. Батурино	23
с. Первомайское	19

востоке Томского района находится Туганское месторождение цирконий-ильменитовых песков, которое содержит значительные концентрации тория, урана, редких земель, радиоактивных руд, и является источником повышенного радиоактивного излучения.

В результате проведенных расчетов получены энергетические спектры и средние характеристики электронов бета-распада <sup>40</sup>K в исследуемой среде. Проведен анализ физико-химические реакции, протекающие под действием урана, тория и калия, и с учетом суммарной интенсивности спонтанного радиоизлучения, можно оценить наличие редкоземельных элементов в россыпном месторождении.

Результаты расчетов также показывают, что энергетический спектр электронов для россыпных месторождений редкоземельных металлов по порядку величины совпадает со спектром электронов, рассчитанных для радиоактивно-загрязненных земных поверхностей.

**РОЛЬ БИОГЕННЫХ ПРОЦЕССОВ В ИЗМЕНЕНИИ  
СОРБЦИОННЫХ СВОЙСТВ ЖЕЛЕЗОСОДЕРЖАЩИХ  
МИНЕРАЛОВ ВМЕЩАЮЩИХ ПОРОД ВОДОНОСНЫХ  
ГОРИЗОНТОВ**

**Ю.В. Коневник<sup>1)</sup>, А.В. Сафонов<sup>1)</sup>, Н.Д. Андрищенко<sup>1)</sup>, К.А. Болдырев<sup>2)</sup>,  
И.Б. Широкова<sup>1)</sup>, Е.В. Захарова<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва*

*<sup>2)</sup> – ИБРАЭ РАН, Москва*

Загрязнение подземных вод долгоживущими радионуклидами (уран, нептуний, плутоний, америций и технеций) при использовании поверхностных и глубинных хранилищ жидких РАО, может привести к их неконтролируемой миграции, зависящей от множества факторов: окислительно-восстановительных условий, химического состава пород, подземных вод и др.

Известно, что биохимический цикл железа является одним из наиболее распространенных и доступных в подземных водах. Бактерии способны потреблять доступное железо из железосодержащих минералов с изменением их структуры, площади поверхности, состояния окисления железа и, следовательно, их сорбционных свойств.

Целью этой работы является оценка роли микробных процессов (включая растворение природных железосодержащих минералов и осаждение биогенных железосодержащих фаз) в миграционной активности технеция, урана, нептуния, плутония и америция.

Пирит, сидерит, гематит и биотит были обработаны природным микробным сообществом, отобранном из скважин, расположенных на участке СХК (Томская область), вблизи глубинного хранилища ЖРО инжектируемого типа с глубины 300-400 м, загрязненных нитратами, сульфатами. Были изучены биогенные изменения минералов и проведена оценка их сорбционных свойств. Проведено геохимическое моделирование микробного преобразования пород с использованием кода PHREEQC и базы данных lnl.dat.

Работа поддержана грантом Российского научного фонда No. 17-17-01212.



## ДОЛГОВРЕМЕННАЯ ДИНАМИКА РАДИОЦЕЗИЯ В СИСТЕМЕ ПОЧВА-ВОДА: ЧЕРНОБЫЛЬ И ФУКУСИМА

А.В. Коноплев

*Институт радиоактивности окружающей среды Университета  
Фукусимы, Фукусима (Япония), E-mail: r701@ipc.fukushima-u.ac.jp*

В настоящее время долговременная динамика радионуклидов в окружающей среде после ядерной аварии и ее прогнозирование становятся наиболее значимыми направлениями исследований как в случае Чернобыля, так и для Фукусимы. Подвижность и биологическая доступность радионуклидов аварийного происхождения определяется соотношением их форм нахождения в выпадениях и характеристиками природных сред (почв, воды, наносов), влияющими на скорости процессов их трансформации.

Исследования последних лет после Фукусимской аварии показывают, что современные представления о поведении радионуклидов в окружающей среде позволяют объяснить общее и различное в поведении радиоцезия Чернобыльского и Фукусимского происхождения.

Показано, что основными процессами, определяющими динамику радиоцезия в водных объектах, является его фиксация глинистыми минералами на первой стадии после аварии и долговременная вертикальная миграция радиоцезия в почвах водосборов и донных отложениях. Оба эти процессы по своей природе основаны на процессах диффузии и их динамика может быть аппроксимирована обратной функцией квадратного корня из времени после аварии. Преимуществом такого полуэмпирического описания динамики радиоцезия в системе почва-вода является то, что в отличие от эмпирического подхода, основанного на использовании серии экспонент для различных фаз после аварии, на всех стадиях изменение удельной активности радиоцезия в реках и озерах может быть описано одной и той же функцией с ограниченным числом физически обоснованных параметров.

Детальный анализ Чернобыльских данных о поведении радионуклидов в природных средах на протяжении 32 лет послужил основой для прогнозирования его долговременной динамики в окружающей среде на территориях, подвергшихся загрязнению в результате аварии на АЭС Фукусима-1.

## **ФАКТОРЫ ВРЕМЕННОЙ ИЗМЕНЧИВОСТИ КОНЦЕНТРАЦИИ БЕРИЛЛИЯ-7 В ЧЕРНОМ МОРЕ**

**Д.А. Кременчуцкий, О.А. Дымова, Г.Ф. Батраков, С.К. Коновалов**

*ФГБУН Морской гидрофизический институт РАН, Севастополь,  
d.kremenchutsky@gmail.com*

Бериллий-7 – это естественный радионуклид космогенного происхождения, образующийся в атмосфере. На морскую поверхность он попадает преимущественно с потоком влажных атмосферных выпадений.

Как правило, данные натуральных наблюдений концентрации  $^7\text{Be}$  носят эпизодический и неоднородный по пространству характер. Для ряда районов Черного моря данные натуральных наблюдений отсутствуют вовсе.

В этой работе представлена модель, позволяющая описывать эволюцию поля концентрации  $^7\text{Be}$  в водах Черного моря. С использованием этой модели была проведена реконструкция временной изменчивости поля концентрации  $^7\text{Be}$  в течении 2016 г. и получены количественные оценки влияния различных факторов на нее. Валидация результатов численных экспериментов была выполнена с использованием данных натуральных наблюдений, относящихся к летнему и осеннему сезонам 2016 г.

По результатам численных экспериментов было установлено, что величина концентрации  $^7\text{Be}$  в верхнем квазиоднородном слое (ВКС) за период исследований изменялась по пространству и во времени от 1,8 до 10,1 Бк м<sup>-3</sup>. Повышенные величины концентрации были характерны для глубоководной части моря, максимальные величины отмечались в осенний период. Пониженные величины были характерны для прибрежной зоны, минимальные величины наблюдались в зимний период. Относительное содержания  $^7\text{Be}$  на взвеси изменялось от 7 до 27 %. Повышенные величины были характерны для прибрежной зоны моря, пониженные – для глубоководной части моря.

Из анализа результатов численных экспериментов следовало, что пространственно-временная изменчивость поля концентрации  $^7\text{Be}$  обусловлена в первую очередь вариацией его потока из атмосферы, глубиной верхнего квазиоднородного слоя и концентрацией взвеси. Повышенные величины концентрации  $^7\text{Be}$  в морской воде связаны с повышенными величинами потока изотопа из атмосферы и пониженными величинами концентрации взвеси, толщины ВКС, и наоборот.

Работа выполнена в рамках государственного задания ФАНО России (тема «Океанологические процессы», № 0827-2018-0003).

**СОДЕРЖАНИЕ  $^{137}\text{Cs}$  И  $^{90}\text{Sr}$  В СИСТЕМЕ «РАСТЕНИЕ – СУБСТРАТ»  
В БЛИЖНЕЙ ЗОНЕ ВЛИЯНИЯ КРАСНОЯРСКОГО ГХК**

**М.Ю. Кропачева, М.С. Мельгунов, И.В. Макарова, Ю.С. Восель**

*ИГМ СО РАН, Новосибирск, [marya@igm.nsc.ru](mailto:marya@igm.nsc.ru)*

На протяжении 2004–2016 гг. в пойме р. Енисей проводились систематические наблюдения за уровнями содержаний  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в системе «верхние части растений – ризосфера растений – пойменные почвы» в ближней зоне влияния Красноярского Горно-химического комбината. Полученные данные подтверждают ранее сделанные другими исследователями результаты: снижение удельных активностей с удалением от источника загрязнения с локальными повышениями в зонах аккумуляции тонких фракций субстрата и взвесей, переносимых течением (Линник и др., 2004, 2005, 2006; Standring et al., 2009). Значительное повышение содержаний наблюдается в ухвостьях островов, где происходит такая аккумуляция осадочного материала: на косе Атамановской содержания  $^{137}\text{Cs}$  в почве составляют 110 Бк/кг в голове и 910 Бк/кг в ухвостье (на 2016 год). С удалением от источника загрязнения разница содержаний в голове и хвосте островов заметно снижается (о-в Атамановский: 140 Бк/кг  $^{137}\text{Cs}$  в почвах с головы и 290 Бк/кг  $^{137}\text{Cs}$  в почвах с ухвостья). В застойном заливе Балчуговской протоки также отмечается повышение уровней загрязнения (200 Бк/кг по  $^{137}\text{Cs}$ ) по сравнению с более близким к комбинату о-ву Березовому (130 Бк/кг по  $^{137}\text{Cs}$  в голове о-ва).

С момента начала наблюдений отмечается снижение удельных активностей изучаемых изотопов в верхних частях растений ближней зоны ГХК после 2011 года (с 243 до 36 Бк/кг по  $^{137}\text{Cs}$  для головы косы Атамановской), когда был заглушен последний реактор комбината. Однако уже в 2014 году удельные активности вернулись на уровень сотен Бк/кг (для  $^{137}\text{Cs}$ ), что может быть связано с интенсификацией работы радиохимического завода комбината. В тот же промежуток времени уровни загрязнения субстрата (почва и ризосфера прибрежных макрофитов) изотопом  $^{137}\text{Cs}$  изменились незначительно по сравнению с 2004 годом, а для изотопа  $^{90}\text{Sr}$  наблюдается заметный рост содержаний в почве и ризосфере растений. Таким образом, изменение коэффициентов перехода изотопов из субстрата в растения на протяжении всего времени наблюдения изменялось крайне неравномерно.

Работа выполнена при частичном финансировании государственного проекта 0330-2016-0011 и гранта РФФИ 18-05-00953.

## МЕХАНИЗМЫ МИГРАЦИИ ТОРИЯ В ДОЛИНЕ ГАКМАНА (ХИБИНСКИЕ ТУНДРЫ, КОЛЬСКИЙ ПОЛУОСТРОВ)

Н.В. Кузьменкова<sup>1)</sup>, М.М. Иванов<sup>2)</sup>, Е.В. Гаранкина<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва,  
*kuzmenkova213@gmail.com*,

<sup>2)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, Географический факультет, Москва,

Заброшенные радиоактивные рудники и их отвалы постепенно разрушаются и становятся источником повышенного содержания естественных радионуклидов (NORM). Было подробно исследовано распределение радионуклидов ряда  $^{232}\text{Th}$  в современных отложениях вблизи ловчорритового рудника Ловчоррпут (работал в 1932-39 гг.) в южной части Хибинского горного массива.

Выполнена полевая дозиметрическая съемка, отобраны более 100 образцов рыхлых отложений по всей длине долины Гакмана, включая зону вблизи рудника, и 26 образцов горных пород. Все образцы были проанализированы на гамма-спектрометре с детектором из сверхчистого германия Canberra GR 3818. Полученные результаты указывают на систематическую неоднородность распределения радионуклидов ряда  $^{232}\text{Th}$  ( $^{232}\text{Th}$ ,  $^{228}\text{Ac}$ ,  $^{212}\text{Pb}$ ) в отложениях по долине, обусловленную главным образом двумя факторами: исходным неравномерным содержанием радионуклидов в горных породах, которые прорезает долина, а также экзогенными процессами.

В настоящее время остатки ловчорритового рудника в долине Гакмана не представляют существенной экологической опасности из-за невысокой активности.

Анализ распределения радионуклидов между разными гранулометрическими фракциями размером до 10 мм показал, что в образцах, наиболее обогащённых радионуклидами, существует обратная зависимость между размером радиоактивностью механических фракций меньше 2 мм. Три наиболее активных образца подвергли процедуре последовательного выщелачивания и измерению альфа-активности содержащегося в разных физико-химических формах  $^{232}\text{Th}$  и  $^{228}\text{Th}$ .

Измерения показали, что подавляющая часть радионуклидов (>90%) находится в минеральной форме. Анализ пространственного распределения активности радионуклидов ториевого ряда позволяет оценить степень воздействия подобного рода потенциально опасных объектов на радиационную обстановку, а также глубже вникнуть в механизмы современной динамики природной среды.

## ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА УРАНОМОЛИБДАТОВ И УРАНОВОЛЬФРАМАТОВ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ

М.И. Лелет, М.Л. Якунькова, Е.В. Сулейманов

*Национальный исследовательский Нижегородский государственный  
университет им. Н.И. Лобачевского, г. Нижний Новгород,  
maxlelet@gmail.com*

Радиоактивное загрязнение окружающей среды относится к одной из наиболее острых современных экологических проблем. Одним из действенных методов увеличения эффективности мониторинга радиационной чистоты прилегающих к объектам атомной отрасли территорий служит построение моделей миграции радионуклидов в водных и почвенных объектах окружающей среды. Однако построение таких моделей требует знания физико-химических свойств радионуклидов и комплексов с их участием. В этом отношении ураномолибдаты и урановольфраматы щелочных металлов представляют особый интерес, благодаря тому, что уран и металлы VI группы принимают участие в топливном ядерном цикле.

В ходе работы методом прецизионной низкотемпературной адиабатической калориметрии были определены температурные зависимости теплоемкости  $C_{p,m}^0 = f(T)$  ряда ураномолибдатов и урановольфраматов щелочных металлов в интервале температур от  $T = 6$  К до  $T = 330$  К. На основании полученных данных были рассчитаны стандартные термодинамические свойства всех исследуемых соединений: энтальпия  $H_m^0(T) - H_m^0(0)$ , энтропия  $S_m^0(T) - S_m^0(0)$  и функция Гиббса  $G_m^0(T) - G_m^0(0)$  в интервале от  $T \rightarrow 0$  до  $T = 320$  К. Методом реакционной калориметрии растворения были определены стандартные энтальпии образования  $\Delta_f H_m^0$  при  $T = 298.15$  К. На основании полученных данных были рассчитаны стандартная энтропия,  $\Delta_f S_m^0$ , и функция Гиббса образования  $\Delta_f G_m^0$  при  $T = 298.15$  К.

Методом равновесного термодинамического моделирования в совокупности с экспериментальными и расчетными значениями стандартных функций Гиббса образования были рассмотрены фазовые отношения в системах  $M_2MoO_4-UO_3-H_2O$  и  $M_2WO_4-UO_3-H_2O$  ( $M$  – Li, Na, K, Rb, Cs) в отсутствие и присутствии в системе углекислого газа, а также охарактеризованы процессы растворения рассматриваемых соединений, проходящие в системе "осадок-раствор" при различных значениях рН.

## РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЧЕРНОБЫЛЬСКОГО Cs-137 И СТАБИЛЬНОГО Cs-133 В ПОДСТИЛКЕ ЕЛЬНИКА СМОЛЕНСКОЙ ОБЛАСТИ

Д.Н. Липатов, А.И. Щеглов, Д.В. Манахов

*МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, dlip@soil.msu.ru*

Распределение техногенных радионуклидов в окружающей среде взаимосвязано с их изотопными аналогами. Это позволяет использовать поведение стабильных химических элементов для прогнозирования миграции радионуклидов и, наоборот, применять радионуклиды в качестве трассеров биогеохимических процессов. Актуальной задачей является сопряженный анализ пространственного распределения чернобыльского  $^{137}\text{Cs}$  и стабильного  $^{133}\text{Cs}$  в почвах лесных биогеоценозов.

Исследования проводились в дальней зоне чернобыльских выпадений с плотностью загрязнения  $^{137}\text{Cs}$  – около  $0,65 \text{ Ки/км}^2$ . Пробы лесной подстилки были отобраны в ельнике по 35 точкам в рамках  $25 \times 25 \text{ см}$ . Распределение удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  в подстилке исследованного ельника удовлетворяло нормальному закону. Сравнение удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  между экотопами показывает статистически значимое ( $p < 0.05$ ) уменьшение этого показателя в окнах между деревьями, связанное с меньшим экспонированием сухих радиоактивных аэрозолей на открытые участки по сравнению с кронами деревьев. Выявленное в елово-мертвопокровных экотопах длительное депонирование  $^{137}\text{Cs}$  в подстилке обусловлено ее большей массой и высокой удерживающей способностью вследствие замедленности процессов разложения опада. Содержание кислоторастворимых форм стабильного  $^{133}\text{Cs}$  в подстилке составляло  $2.8\text{--}8.0 \text{ мг/кг}$ , что близко к кларковому значению этого элемента в почвах.

Изотопное соотношение  $^{137}\text{Cs}/^{133}\text{Cs}$  в подстилке различных лесных экотопов ельника варьировало от  $1.0 \cdot 10^{-8}$  до  $14.6 \cdot 10^{-8}$ . В ряде исследований для отдельных видов грибов и мхов зафиксировано равновесие в биогеохимических циклах  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{133}\text{Cs}$  уже через  $10\text{--}15$  лет после чернобыльских выпадений. Однако в подстилке исследованного ельника через  $15$  лет после выпадений биогеохимический цикл  $^{137}\text{Cs}$  не достиг равновесия со стабильным  $^{133}\text{Cs}$ . Увеличение соотношения  $^{137}\text{Cs}/^{133}\text{Cs}$  в подстилке указывает на низкую интенсивность биологического круговорота цезия в елово-мертвопокровных и березово-мертвопокровных экотопах. В ближней зоне чернобыльских выпадений соотношение  $^{137}\text{Cs}/^{133}\text{Cs}$  в лесных подстилках характеризуется более высокими значениями, а в условиях глобальных выпадений – более низкими.

## РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА КАРСТОВЫХ ПЕЩЕР

С.Е. Мазина<sup>1,2)</sup>, Т.Н. Лащенко<sup>2,3)</sup>, С.М. Киселев<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, Москва,  
*conophytum@mail.ru*

<sup>2)</sup> – Российский университет дружбы народов, Москва

<sup>3)</sup> – ГИЦ ФГБУ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва

В последние годы идет повышение внимания к разным аспектам охраны и защиты карстовых экосистем в целом и пещер в частности. Анализ радиоэкологической обстановки в карстовых пещерах проводится, как правило, не специалистами и ограниченно. Актуальность исследования радиоэкологического состояния пещер, используемых в исследовательских и экскурсионных целях, определяется повышенным интересом к ним и увеличением потока посетителей, созданием постоянно действующих экскурсионных объектов. Теоретически известняковые и гипсовые массивы, в которых в основном формируются карстовые полости, не должны иметь в своем составе пород с высокой естественной радиоактивностью. Однако в пещерах, на участках где скапливаются глинистые отложения, имеющие повышенное содержание  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{232}\text{Th}$ , продуктами распада которых являются изотопы радона  $^{222}\text{Rn}$  и торона  $^{220}\text{Rn}$ , может быть повышен уровень радиации. Выделение радона и торона также возможно из подземных вод. Существует связь между геологической активностью и интенсивностью выделения радона, которая приводит к его накоплению в пещерах.

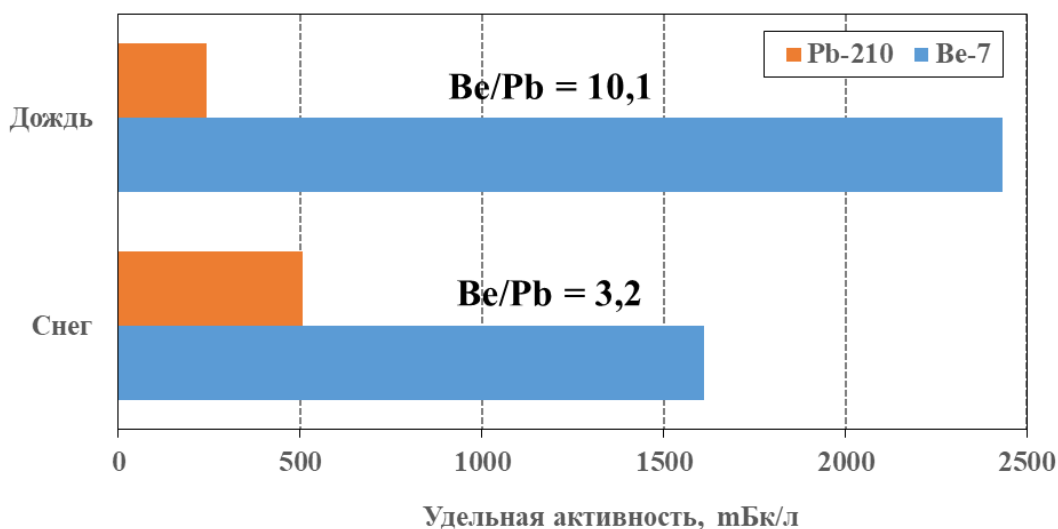
На основании исследований в пещерах Российской Федерации и Республики Абхазия показано, что некоторые подземные полости радоноопасны. В известняковой пещере Куйбышевская (Абхазия, массив Арбаика) выявлено повышение концентрации  $^{222}\text{Rn}$  до 18 кБк/м<sup>3</sup>. В ряде пещер Краснодарского края массива Алек: Заблудших, Ручейная, Школьная, Девичья, концентрация  $^{222}\text{Rn}$  достигала 60 кБк/м<sup>3</sup>. В экскурсионной пещере Воронцовская - 12 кБк/м<sup>3</sup>. Замеры в крупных пещерах Бзыбского массива (Абхазия) показали существенные колебания  $^{222}\text{Rn}$  во времени, максимальные значения обнаружены в пещерах: Пантюхинская – 80 кБк/м<sup>3</sup>, Сувенир – 65 кБк/м<sup>3</sup>, Иллюзия – 85 кБк/м<sup>3</sup>. Разовые исследования карстовых полостей показали, что эманация радона есть, она существенная, но слабая изученность радиационной обстановки и неопределенность влияния разных факторов, от структуры массива и близости термальных вод до морфологии полости требуют обратить внимание на эту проблему.

## **Pb-210 и Be-7 в «МОКРЫХ» АТМОСФЕРНЫХ ВЫПАДЕНИЯХ ЮГА ЗАПАДНОЙ СИБИРИ**

**М.С. Мельгунов, К.А. Золотухина, Б.Л. Щербов, Ю.С. Восель,  
И.С. Журкова, М.В. Рубанов**

*Институт геологии и минералогии им. В.С. Соболева СО РАН,  
Новосибирск, mike@igm.nsc.ru*

Проведен сравнительный анализ радионуклидного состава атмосферных осадков (10 дождевых и 8 снеговых проб), выпавших на территории юга Западной Сибири, в отдельных районах Новосибирской области, Алтайского края и республики Алтай в период с ноября 2016 г. по октябрь 2017 г.



Показано, что в среднем интегральные удельные активности Pb-210 и Be-7 в дождевых водах, отобранных в весенне-осенний период 2017 года составляют величины 242 и 2434 мБк/л, соответственно. Эти же значения для снеготалых вод, характеризующих единичные снегопады зимнего периода 2016-2017 гг., составляют 506 и 1611 мБк/л. Видно, что концентрация Pb-210 в составе «мокрых» выпадений в зимний период практически в два раза выше, чем в летний. Удельная активность Be-7 значительно выше весной и летом, что можно объяснить более активным поступлением этого изотопа из верхних слоев атмосферы в весенне-летний период. Следует отметить, что Be-7/Pb-210 отношение в дождевых водах более чем в три раза выше, чем в снеготалых: 10,1 против 3,2.

Работа выполнена в рамках государственного задания № 0330-216-0011, при частичной финансовой поддержке проекта РФФИ №17-05-41076 РГО\_а. Аналитические исследования проведены в «ЦКП Многоэлементных и изотопных исследований СО РАН».



## КОНВЕКТИВНЫЙ ПЕРЕНОС РАДОНА В ГОРНОМ МАССИВЕ КАК ФАКТОР ФОРМИРОВАНИЯ РАДОНОВЫХ АНОМАЛИЙ

П.С. Микляев<sup>1,2)</sup>, Т.Б. Петрова<sup>3)</sup>, Ю.А. Сапожников<sup>3)</sup>,  
А.М. Маренный<sup>2)</sup>, П.А. Сидякин<sup>4)</sup>, Д.В. Щитов<sup>4)</sup>, М. Мурзабеков<sup>4)</sup>

<sup>1)</sup> – *Институт геоэкологии РАН, Москва, peterm7@inbox.ru*

<sup>2)</sup> – *НТЦ РХБГ ФМБА России, Москва, amarennyu@yandex.ru*

<sup>3)</sup> – *МГУ им. М.В. Ломоносова, хим. ф-т, кафедра радиохимии, Москва, tbp111@inbox.ru; yas34@mail.ru*

<sup>4)</sup> – *Филиал СКФУ в г. Пятигорске, Пятигорск, sidyakin\_74@mail.ru*

Исследования уровней эксхалиции радона проводились в нижней части горы Бештау (регион Кавказских Минеральных Вод) с целью оценки радиоэкологического состояния территории бывших урановых разработок. В ходе исследований на западном склоне горы, в 0,5 км севернее Бештаугорского монастыря, выявлена радоновая аномалия, приуроченная к природной зоне повышенной трещиноватости горных пород. Уровни эксхалиции радона в этой зоне характеризуются аномальной сезонной изменчивостью. В теплое время года плотность потока радона с поверхности грунта в аномальной зоне достигала 15 – 20 Бк/м<sup>2</sup>с, что на порядок выше местного фона. Зимой плотность потока радона снижалась более чем в 100 раз до значений 0,05 – 0,1 Бк/м<sup>2</sup>с. Аналогичные сезонные колебания уровней радона были зафиксированы нами в воздухе отработанных урановых штолен. Аномальная сезонная изменчивость уровней радона может быть объяснена конвективным переносом воздуха в системе отработанных горных выработок и природных трещин, формирующимся за счет перепада температур между горным массивом и атмосферой. В результате этого процесса летом относительно холодный и плотный воздух внутри массива движется вниз и разгружается в атмосферу в нижней части склона через устья штолен, а также через природные зоны трещиноватости, формируя локальные радоновые аномалии. Зимой, наоборот, воздушный поток в горном массиве направлен вверх, при этом в нижней части склона воздух затягивается из атмосферы в массив, что и обуславливает сезонную изменчивость плотности потока радона в аномальных зонах.

Исследования выполнены при поддержке РФФИ, грант № 18-05-00674а.

**ЭКСПЛУАТАЦИЯ ВОДОЕМОВ-ХРАНИЛИЩ ЖРО  
ФГУП «ПО «МАЯК»: СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И  
ПЕРСПЕКТИВЫ**

**Ю.Г. Мокров, А.И. Алексахин, Т.А. Антонова**

*ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, mokrov@po-mayak.ru,  
rem@po-mayak.ru*

ФГУП «ПО «Маяк» не производит сбросов ЖРО в открытую гидрографическую сеть, начиная с 1956 года. В соответствии с действовавшей ранее технологической схемой, часть образующихся ЖРО, направлялась на хранение в специальные промышленные водоёмы. На предприятии существует восемь таких водоёмов-хранилищ: – водоёмы оборотного водоснабжения В-2 (оз. Кызылташ) и В-6 (оз. Татыш); водоёмы-хранилища НАО В-3, В-4, В-10 и В-11 (составляющие Теченский каскад водоёмов); водоёмы-хранилища САО В-9 (Карачай) и В-17 (Старое Болото). Основное радиоактивное загрязнение водоемов сформировалось в период реализации «Первого атомного проекта СССР». Все водоемы специальными постановлениями Правительства СССР и РСФСР в 1940-1960-ые годы были переданы ФГУП «ПО «Маяк» в бессрочное монопольное пользование для выполнения поставленных перед предприятием оборонных задач.

В соответствии с федеральными нормами и правилами НП-058-04 в 2010 году водоёмы были отнесены к ОИАЭ – поверхностным водоёмам-хранилищам ЖРО. В результате проведения первичной регистрации РАО в 2014 году все водоёмы отнесены к объектам «Ядерного наследия» - пунктам размещения особых РАО.

В настоящее время сбросы производятся только низкоактивных ЖРО в водоемы В-17, В-3 и В-4. Снижение накопленной в водоемах активности за счет радиоактивного распада существенно превышает активность сбросов. Поэтому во всех водоемах наблюдается отчетливая тенденция снижения объемной активности воды и накопленной активности.

На предприятии принята концепция безопасной эксплуатации и консервации специальных промышленных водоёмов, определены основные направления мероприятий по повышению безопасности и выполняются практические работы.

Рассмотрены основные мероприятия, выполненные в рамках ФЦП «ЯРБ» (Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года) в отношении водоёмов по повышению уровня радиационной безопасности и созданию специальных инженерно-технических сооружений для ограничения поступления радиоактивных веществ в окружающую среду.

**РЕЗУЛЬТАТЫ КОНТРОЛЯ СОДЕРЖАНИЯ РУТЕНИЯ-106 В  
ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ФГУП «ПО «МАЯК» В  
СЕНТЯБРЕ-ОКТЯБРЕ 2017 ГОДА**

**Ю.Г. Мокров, А.И. Алексахин, Д.Д. Галузин**

***ФГУП «ПО «Маяк», Озерск Челябинской области,  
e-mail: mokrov@po-mayak.ru***

В конце сентября 2017 года национальными службами радиационного контроля многих стран Европы практически одновременно было зарегистрировано наличие в атмосфере незначительных концентраций (не представляющих никакой опасности для человека и природы) техногенного радионуклида осколочного происхождения –  $^{106}\text{Ru}$ , который ранее на протяжении 30 лет не регистрировался в атмосфере. Причем на всем рассматриваемом пространстве (около 10 млн. км<sup>2</sup>) были зафиксированы практически одинаковые уровни загрязнения. В октябре несколько западных институтов по радиационной защите в своих официальных заявлениях указали на ФГУП «ПО «Маяк» как наиболее вероятный источник выброса  $^{106}\text{Ru}$ .

Сразу после получения первой информации о загрязнении атмосферы на ФГУП «ПО «Маяк» был выполнен комплекс разноплановых мероприятий, включающий: поиск возможных отклонений в деятельности предприятия; контроль состояния всех технологических систем важных для безопасности; дополнительный анализ радиационной обстановки в районе предприятия и необходимости принятия защитных мер. По результатам всех выполненных проверок, никаких отклонений и нарушений в работе предприятия не выявлено. Выбросы всех радионуклидов в атмосферу, включая  $^{106}\text{Ru}$ , находились в обычных регламентных значениях.

Приведены результаты радиационного мониторинга содержания  $^{106}\text{Ru}$  в районе предприятия (воздух, почва, растительность), полученные с использованием различных независимых систем контроля. Показано, что уровень загрязнения всех объектов окружающей среды  $^{106}\text{Ru}$  не выше, чем в странах Западной Европы, и не требует принятия мер защиты населения. Отмечено, что выявленный характер радиоактивного загрязнения обширной территории мог сформироваться только при поступлении  $^{106}\text{Ru}$  в атмосферу на высоте более нескольких километров.

Показано, что деятельность ФГУП «ПО «Маяк» не имеет никакого отношения к рассматриваемому инциденту.

## ФРАКЦИОНИРОВАНИЕ ПЛУТОНИЯ В ВОДНОМ АЭРОЗОЛЕ ВОДОЕМА КАРАЧАЙ

Ю.Г. Мокров, К.Ю. Мокров

*ФГУП «ПО «Маяк», Озерск Челябинской области,  
e-mail: mokrov@po-mayak.ru*

Известно, что отношения концентраций микропримесей различных химических элементов в морских аэрозолях значительно отличаются от соответствующих отношений для морской воды. Основным механизмом образования водного аэрозоля является схлопывание газовых пузырьков на поверхности воды. Аэрозоль образуется из тонкого (5 мкм) поверхностного микро слоя (ПМС) воды, содержащего поверхностно-активные вещества, где под действием природных факторов могут селективно накапливаться различные микроэлементы и радионуклиды.

В период эксплуатации водоема Карачай в качестве поверхностного хранилища ЖРО (1951-2015 годы), водоем являлся источником загрязнения атмосферы радионуклидами в результате ветрового уноса водного аэрозоля с его акватории. При этом вынос различных радионуклидов с поверхности водоема определялся не только их содержанием в воде и объемом/массой поднятой в атмосферу воды при схлопывании пузырьков, но и относительным накоплением этих радионуклидов в ПМС. В качестве реперного радионуклида выбран  $^{137}\text{Cs}$ , поскольку его содержание в воде водоема Карачай было максимальным. Для численного учета этого накопления предложено использовать понятие коэффициента фракционирования  $F(X/\text{Cs})$ , который определен как отношение относительного содержания нуклида  $X$  в воде к относительному содержанию нуклида  $X$  в воздухе. Другими словами,  $F(X/\text{Cs})$  характеризует кратность увеличения содержания радионуклида  $X$  в водном аэрозоле по отношению к реперному радионуклиду ( $^{137}\text{Cs}$ ) при одинаковом содержании этих радионуклидов в воде.

Приведена методика и результаты расчетов  $F(X/\text{Cs})$ .

На основе результатов многолетних измерений удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  и плутония в воде водоема Карачай и соответствующих значений объемной активности этих нуклидов в воздухе, оценено значение  $F(\text{Pu}/\text{Cs})$ , которое равно в среднем 27, при характерном диапазоне изменения – (12 - 50). Для сравнения приведен диапазон возможных значений  $F(X/\text{Cs})$  для других радионуклидов:  $^{134}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  ( $\approx 1,0$ );  $^{103,106}\text{Ru}$  (0,5-3);  $^{95}\text{Zr} + ^{95}\text{Nb}$  (2-8);  $^{125}\text{Sb}$  (1-4);  $^{144}\text{Ce}$  (4,5-33).

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ В ПРОБАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ С ЖИДКОСЦИНТИЛЛЯЦИОННЫМ ОКОНЧАНИЕМ

Е.Л. Мурашова, Е.О. Козлова

*ФГУП ПО «Маяк», Озерск, [spl@po-mayk.ru](mailto:spl@po-mayk.ru)*

Плутоний радиологически значимый долгоживущий радионуклид, за содержанием которого в объектах окружающей среды в зоне наблюдения ФГУП ПО «Маяк» ведется постоянный мониторинг. Пробы окружающей среды зоны наблюдения характеризуются низкой активностью альфа-излучающих радионуклидов, наличием радиоактивных примесей и разным солевым составом.

При определении плутония в пробах окружающей среды (почвенных, растительных, водных) необходима радиохимическая подготовка, которую проводят после термического разложения органики и кислотного выщелачивания смесью кислот ( $\text{HNO}_3 + \text{HCl} = 3:1$ ), с помощью последовательного осаждения гидроокисей гидроксидом натрия и гидроксидом аммония. Для более полной очистки плутония от примесей и концентрирования проводят сорбцию плутония (+4) на анионите ВП-1АП в Cl-форме зернением от 0,25 до 0,50 мм из раствора соляной кислоты (9 моль/дм<sup>3</sup>), элюируют плутоний смесью кислот (0,35 моль/дм<sup>3</sup>  $\text{HNO}_3$  и 0,01 моль/дм<sup>3</sup> HF), что обеспечивает хорошую очистку от урана, тория, радия (Коч  $n \cdot 10^6$ ), полония (Коч  $n \cdot 10^3$ ). Значение выхода плутония контролируют по радиоактивной метке плутония-236.

Полученный элюат плутония упаривают до 10 см<sup>3</sup> и смешивают с жидким сцинтиллятором Ultima Gold AB, далее пробу анализируют на радиометре альфа- и бета-излучения спектрометрическом Quantulus 1220. Данное окончание метода позволяет избежать длительных процедур нанесения на металлические подложки (с помощью электроосаждения или капельным методом), что исключает дополнительную операцию, которая может привести к потерям и исключает самопоглощение альфа-излучения в слое препарата подложки, поскольку создается 4  $\pi$  - геометрия. Нижний предел определения активности плутония на радиометре альфа- и бета-излучения спектрометрическом Quantulus 1220 составляет 0,005 Бк.

## МЕХАНИЗМЫ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ УРАНА И ТОРИЯ В ТОРФАХ И ЗАБОЛОЧЕННЫХ ПОЧВАХ ЮГА ЗАПАДНОЙ СИБИРИ

О.С. Наймушина, А.Е. Богуславский

*Институт геологии и минералогии им. В.С. Соболева СО РАН,  
г. Новосибирск, [olgnaim@mail.ru](mailto:olgnaim@mail.ru)*

Торфа и почвы, богатые органическим веществом, представляют собой интерес при оценке баланса U и Th в связи с различными механизмами их накопления в зависимости от количества органической и минеральной компонентов. В настоящей работе приводятся данные по распределению содержаний и изменению форм нахождения U и Th в низинном, верховом и переходном типах торфов и заболоченных почвах разной зольности для разных климатических зон Новосибирской, Томской областей, Алтайского края.

Распределение урана и тория изучено на примере сорока пяти образцов, содержания элементов были определены методом рентгенофлуоресцентного анализа с использованием синхротронного излучения в ЦКП "Сибирский центр синхротронного и терагерцового излучения" ИЯФ СО РАН.

Содержание урана в сухой массе торфа и почв колеблется от 0,5 до 14,8 г/т при среднем его содержании 3,3 г/т. Содержания тория изменяются от 0,5 до 10,4 мг/кг при его среднем показателе 4,7 г/т. Отношение Th/U значительно варьирует по площади и изменяется от 0,2 до 4,3 при среднем значении 1,7. Из анализа отнршения Th/U выделяются объекты с урановой природой ( $Th/U < 2,5-3$ ) преимущественно для верховых и переходных типов торфов и ториевой природой ( $Th/U > 3$ ) в части образцов низинных торфов и заболоченных почв лесостепной и степной ландшафтных зон. Известно, что уран и торий имеют разный механизм накопления. Торий связан с минеральной частью, уран обладает способностью к образованию комплексных соединений с органическими и неорганическими веществами и активно накапливается в торфяниках при наличии источника его поступления, в частности с грунтовыми водами. Торий же присутствует в составе минеральных фаз в виде микропримеси в монаците и алюмосиликатах. Таким образом выявлено, что распределение тория коррелирует с минеральной составляющей, тогда как распределение урана зависит от соотношения минеральной и органической форм его нахождения в торфах и почвах.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта №17-05-00707.

## СОДЕРЖАНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ВОДЕ И ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЯХ КАРСКОГО МОРЯ

**А.П. Новиков, Т.А. Горяченкова, И.Е. Казинская, А.П. Борисов,  
Г.Ю. Соловьева, А.Н. Лигаев**

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского  
РАН, Москва, e-mail: tatangor@rambler.ru*

Источниками загрязнения Карского моря радионуклидами являются испытания ядерного оружия на полигоне острова Новая Земля, затопление твердых радиоактивных отходов у его восточных берегов, вынос техногенных радионуклидов с предприятий Урала и Сибири по речным системам рек Енисей и Обь.

Образцы донных отложений, морской воды и биоты были отобраны в рейсах АМК-66 и АМК-67 в 2016 г, в которых проводили измерение гамма-излучающих радионуклидов ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{210,212,214}\text{Pb}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{228}\text{Ac}$ ,  $^{234}\text{Th}$ ) и определение содержания  $^{239,240}\text{Pu}$  с внесением метки  $^{242}\text{Pu}$ , для контроля химического выхода.

Количество гамма-излучающих радионуклидов в биоте Карского моря колеблется в пределах 2,0-53,0 Бк/кг воздушно-сухого веса. Содержание  $^{137}\text{Cs}$  в морской воде в разных районах акватории Карского составляет 0,3-1,1 Бк/м<sup>3</sup>. В донных отложениях, отобранных из верхнего 0-2 см слоя содержание  $^{137}\text{Cs}$  изменяется в широких пределах 0,5-21,1 Бк/кг, максимальное содержание  $^{137}\text{Cs}$  найдено в устье р. Енисей. Количество естественных гамма-излучающих радионуклидов в донных отложениях составляет:  $^{234}\text{Th}$  –(21-51 Бк/кг),  $^{214}\text{Pb}$ -(11-63 Бк/кг),  $^{214}\text{Bi}$ -(5-45 Бк/кг),  $^{210}\text{Pb}$ -(60-476 Бк/кг),  $^{228}\text{Ac}$ -(14-47 Бк/кг),  $^{212}\text{Pb}$ -(20-76 Бк/кг).

Наибольшее содержание  $^{239,240}\text{Pu}$  отмечено в донных отложениях устья р. Обь (16 Бк/кг), что обусловлено выносом этого радионуклида по речной системе с жидкими отходами вследствие работы предприятия “Маяк”. Содержание  $^{239,240}\text{Pu}$  в верхнем слое донных отложениях Карского моря в разных частях его акватории колебалось в пределах 1,0-4,0 Бк/кг, что укладывается в пределы глобального фона. Отношение  $^{239,240}\text{Pu}/^{238}\text{Pu}$  изменяется от 0,1 дл 1,0.

При изучении форм нахождения  $^{239}\text{Pu}$  в донных отложениях было установлено, что 4,4% радионуклида связано с обменной формой (1М  $\text{CH}_3\text{COONH}_4$ , pH=4,8), в потенциально подвижной форме (1М  $\text{HCl}$ ) найдено 28% плутония, основное количество этого радионуклида (67,6%) находится в составе труднорастворимой формы (6М  $\text{HCl}$  и остаток).

Работа выполнена при поддержке РФФИ № 18-05-00310/18 от 31.01.2018.

## СОДЕРЖАНИЕ И ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ПРИРОДНЫХ ОБЪЕКТАХ

А.П. Новиков, А.М. Емельянов, Е.А. Лавринович, Т.А. Губергриц

*Институт геохимии и аналитической химии им.В.И.Вернадского РАН,  
г. Москва, e-mail: ksander93@mail.ru*

Под биоаккумуляцией понимают накопление организмом токсичных веществ, поступающих из окружающей среды в концентрации большей, чем находится в окружающей среде. Хотя биофильность (кларк концентрации химического элемента в живом веществе) компонентов литосферы ниже биофильности компонентов атмосферы и гидросферы, некоторые тяжелые металлы и тяжелые естественные радионуклиды (ТЕРН) могут накапливаться в биоте в значительных количествах.

Техногенные радионуклиды часто попадают на верхний почвенный слой (наиболее доступный для растительности) или донные отложения из атмосферы (глобальные выпадения, авария на ЧАЭС, авария на Маяке 1957 г.) и из гидросферы (захоронение радиоактивных отходов в морях Арктики, Карачаевский ореол загрязнения, аварийные ядерные взрывы «Кристалл» и «Кратон-3»). Поэтому биодоступность ТУЭ более высока, по сравнению с ТЕРН. Причем период полувыведения техногенных актинидов из организма человека составляет от 80 лет (плутоний, америций) до 200 лет (нептуний). Интенсивность биоаккумуляции характеризуется коэффициентом биологического поглощения (КБП, отношение концентрации в золе растительности или организма к концентрации в среде).

В данной работе проводилось сравнение величин КБП для четырех экосистем.

1. Поверхностные экосистемы: 1.1. Подзолисто-карбонатные почвы криолит зоны Якутии - произрастающая растительность. 1.2. Серые лесные почвы зоны ВУРС (Южный Урал) – растительность.

2. Водные экосистемы: 2.1. Донные отложения пресноводных водоемов ВУРС и реки Енисей (Красноярский горно-химический комбинат) – гидробионты. 2.2. Морские экосистемы. Донные отложения Карского моря и заливов архипелага Новая Земля – бентос.

Показано, что среди ТУЭ наибольшая биоаккумуляция наблюдается для нептуния.

Благодарность «Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект №17-17-01212)».



## ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ МИКРОЭЛЕМЕНТОВ/РАДИОНУКЛИДОВ ПРИ СООСАЖДЕНИИ С ГУМИНОВЫМИ КИСЛОТАМИ

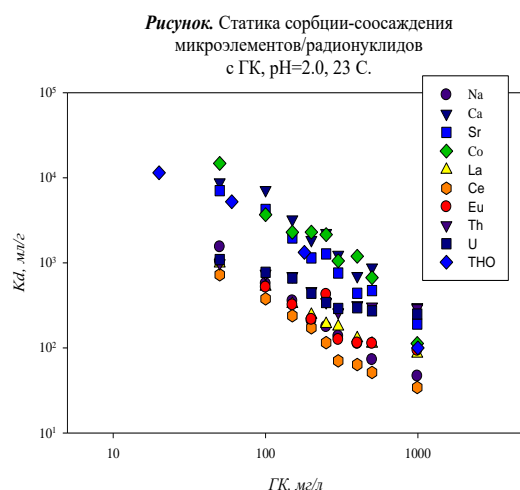
**Е.В. Поляков<sup>1)</sup>, И.В. Волков<sup>1)</sup>, А.А. Иошин<sup>1,2)</sup>, М.Я. Чеботина<sup>3)</sup>,  
В.П. Гусева<sup>3)</sup>**

<sup>1)</sup> – ИХТТ УрО РАН, Екатеринбург, [polyakov@ihim.uran.ru](mailto:polyakov@ihim.uran.ru),

<sup>2)</sup> – ООО НПП "Эксорб", Екатеринбург

<sup>3)</sup> – ИЭРЖ УрО РАН, Екатеринбург

Благодаря физико-химическим свойствам гуминовые кислоты (ГК) могут служить идеальным сорбционным барьером с точки зрения принципов зелёной химии. В докладе обсуждается проблема физикохимии сорбционного барьера распространению техногенной радиоактивности на основе реакций с ГК. Используя результаты исследования сорбционного



поведения большого числа микроэлементов/радионуклидов – имитаторов продуктов коррозии, активации, деления («М») обсуждается характер изотерм сорбции при соосаждении катионов «М» с ГК (рисунок). Общая зависимость коэффициента распределения ( $Kd$ ) от отношения массы к объёму раствора ГК, мг/л, и то, что функция  $\partial \log(Kd) / \partial \log(ГК) = 1$  в области концентраций ГК 10-400 мг/л интерпретирован на основе двух

конкурирующих процессов в сорбционной системе: 1 – обменной сорбции ионов поверхностными группами твёрдой ГК, и 2 – параллельное образования несорбирующегося ( $Kd < 10$  мг/г) комплекса между ионом «М» и продуктом кислотного разложения ГК (предположительно, простейшие углеводы). По данным электронной спектроскопии поглощения, продукты растворения ГК представляют собой низкомолекулярные органические соединения, содержащие (C=O) группы, характерные для низших углеводов. Установлена стехиометрия сорбционных комплексов «М-ГК» и несорбирующихся комплексов микроэлементов с продуктами кислотного растворения ГК. Впервые экспериментально показана возможность эффективно сорбировать тритий из водных растворов (ТНО) при соосаждении с ГК, обсуждаются физико-химические причины высоких  $Kd$  по тритию, из вариации во времени (см. рисунок). Работа выполнена в рамках госпрограммы АААА-А16-116122810210-1, по проектам РФФИ №18-03-00051, УрО РАН №18-3-3-5.

## ПОИСК И АНАЛИЗ «ГОРЯЧИХ» ЧАСТИЦ В ПРИРОДНЫХ ОБРАЗЦАХ

Т.Р. Полякова, И.Э. Власова, С.Н. Калмыков

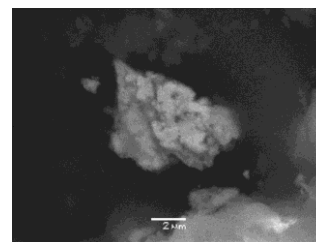
*МГУ им. М.В. Ломоносова, Москва, pt9160399501@gmail.com*

В настоящее время одной из актуальных проблем радиохимии и радиоэкологии является изучение и контроль миграции радионуклидов, попадающих в окружающую среду. Одной из форм, в которых содержатся радионуклиды в природе являются «горячие» частицы. «Горячие» частицы – это труднорастворимые образования, возникшие при высоких температурах вследствие аварий или ядерных испытаний. Они концентрируются в донных осадках, почвах, растениях, органах человека и животных и аэрозолях воздуха.

В нашей работе мы проводили поиск горячих частиц и их характеризацию в образцах мха и почвы, отобранных в районе города Припять к северо-западу от ЧАЭС в 2016 году.

Для поиска частиц использовали метод цифровой радиографии. Пробу размещали тонким слоем на подложке. Запасающую пластину экспонировали на пробах в течение нескольких часов, после чего сканировали с использованием программного обеспечения OptiQuant и механический отбор наиболее активных частиц. Дальнейший анализ проводили с использованием метода альфа-трековой радиографии (детектор CR-39). Пробы размещали и экспонировали детектор в течение нескольких суток. Выявленные горячие частицы механически отделяли от пробы и анализировали с использованием растровой электронной микроскопии с рентгено-спектральным микроанализом.

В работе было найдено несколько альфа-излучающих горячих частиц с различным составом. Установлено их пространственное расположение в пробе и их элементный состав и морфология (рис.1). Активность частиц обеспечивалась наличием в них урана. Также было установлено, что за 30 лет после аварии эти частицы подверглись значительному разрушению в окружающей среде по сравнению с частицами, найденными в районе ЧАЭС менее чем через пять лет после аварии.



*Рис. 1. "Горячая" частица из пробы мха (Припять, 2016 г.).*

Работа выполнена при поддержке Российского Фонда Фундаментальных Исследований (грант 16-03-00944).

## РОЛЬ МИКРОБНЫХ БИОПЛЕНОК НА ПОРОДАХ ВОДОНОСНЫХ ГОРИЗОНТОВ В МИГРАЦИИ НИТРАТ-ИОНОВ И РАДИОНУКЛИДОВ

Н.М. Попова<sup>3)</sup>, А.В. Сафонов<sup>1)</sup>, Р.А. Алдабаев<sup>1)</sup>, Н.Д. Андриющенко<sup>1)</sup>,  
Д.Т. Талантбекова<sup>2)</sup>, Т.Л. Бабич<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва

<sup>2)</sup> – ФИЦ Биотехнологии РАН, Москва

<sup>3)</sup> – МПГУ, Москва

Загрязнение водоносных горизонтов макро- и микромпонентами радиоактивных отходов при эксплуатации хранилищ, созданных во второй половине XX века приводит к их неконтролируемой миграции в системе пластовые воды-вмещающие породы и влияет на подземные микробные экосистемы, изменяя в них естественное соотношение окислителей и восстановителей. Прикрепленные формы клеток (био пленки) представляют собой термодинамически-устойчивые структуры, представленные бактериями разных групп в экзополисахаридном матриксе.

В данной работе изучены закономерности образования био пленок на породах песчаного водоносного горизонта, в районе хранилища Б-2 АО "СХК", определены их химические параметры и проведена оценка их влияния на сорбционные характеристики грунтов.

Максимальная физиологическая активность бактериальных био пленок достигалась на 20 сутки, доминирующими видами в составе био пленок были бетапротеобактерии семейств *Comamonadaceae* и *Rhodocyclaceae* известные способностью восстанавливать широкий ряд окислителей, включая нитраты, арсенаты, уран и другие металлы в высших степенях окисления. Во время роста установлено быстрое потребление кислорода в системе и переход на нитратное дыхание. Анализ ИК поверхности пород с био пленками позволил выявить наличие гидроксильных и карбоксильных функциональных групп. В результате появления био пленок на поверхности вмещающих пород установлено увеличение их сорбционной емкости для урана и стронция, для цезия америция и плутония сорбционная емкость уменьшилась. Технеций на породах до и после роста био пленок не сорбировался, однако динамические сорбционные эксперименты (параллельный рост био пленки с добавлением технеция) показали высокую степень его иммобилизации за счет активных физиологических процессов, приводящих к его восстановлению.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда, проект №17-17-01212.

## КОНЦЕНТРИРОВАНИЕ УРАНА(VI) ГЛИНИСТЫМИ МИНЕРАЛАМИ

Л.И. Разворотнева, А.Е. Богуславский

*Институт геологии и минералогии им. В.С. Соболева СО РАН,  
Новосибирск, rasvorot@igm.nsc.ru*

Соединения урана относятся к наиболее токсичным загрязнителям, попадающим в окружающую среду как результат деятельности предприятий ядерно-топливного цикла. Для очистки производственных и сбросных вод от растворимых форм урана в качестве природных сорбционных материалов перспективными являются глинистые минералы. К параметрам, влияющим на сорбционные показатели природных минералов, наряду с влиянием значений рН, ионной силы, концентрациями радионуклидов в растворе, следует учитывать размерность частиц сорбента, его удельную поверхность, размер пор (микро-, мезо- и макропоры) и дефекты структуры.

Концентрирование урана (VI) проводилось на образцах глинистых минералов Сибирских месторождений: Камалинского (Красноярский край) и Трошковского (Иркутская область). Глины этих месторождений представлены монтмориллонитами Са – типа. Однако экспериментально установлено, что способность к связыванию и удержанию урана (VI) у них различна. Так, значения показателей емкости катионного обмена для Камалинского и Трошковского месторождений составляют 98 и 430 мг-экв/100г, соответственно. Согласно результатам рентгеноструктурного анализа, установлены различия параметров структуры: величины размеров областей когерентного рассеяния и микродеформаций. При этом значительное количество мезо- и микродефектов приводит к увеличению захвата внедряемых ионов  $UO_2^{2+}$ . Установлено, что число нарушений в структуре глинистых минералов увеличивается с уменьшением размеров частиц, возникают некомпенсированные парамагнитные состояния, фиксируемые методом ЭПР. В изученных образцах регистрируются ионы  $Fe^{+3}$  в октаэдрических позициях, а также центры типа  $O^-$ ,  $O_2^{3-}$ ,  $OH^0$ ,  $Si-O^-$ .

В ИК спектрах снижается интенсивность полос валентных колебаний поверхностных ОН групп, исчезает максимум 3688 см<sup>-1</sup>, но появляется полоса 1630 см<sup>-1</sup>. Эта полоса соответствует деформационным колебаниям воды, образующейся в результате конденсации поверхностных ОН групп. Гидроксильированные группы ( $\equiv Si-OH$  и  $\equiv Al-OH$ ), расположенные по краям кристаллической структуры глинистых минералов, могут связывать значительные количества урана. Сорбция на таких участках сильно зависит от рН раствора. Такая зависимость от рН указывает на то, что протоны ( $H^+$ ), расположенные на сорбционных поверхностях, конкурируют с ионами урана (U(VI)). Работа выполнена в соответствии с госбюджетным заданием проект № 0330-2016-0010.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ ФОРМ НАХОЖДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В  
МОДЕЛЬНЫХ ОБРАЗЦАХ И РЕАЛЬНЫХ ОБЪЕКТАХ МЕТОДОМ  
ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ**

**А.В. Ржевская<sup>1)</sup>, Н.Ю. Кириленко<sup>1)</sup>, А.Ю. Романчук<sup>1)</sup>, И.Э. Власова<sup>1)</sup>,  
С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, *rzhevskai.a@gmail.com*

<sup>2)</sup> – ФГУП «ГХК», Железногорск

В настоящее время весьма актуальна проблема загрязнения окружающей среды антропогенными радионуклидами, а именно прогнозирование их миграционного поведения и реабилитации загрязненных территорий. Целью исследования является оптимизация методики определения форм нахождения  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238,234}\text{U}$  в донных отложениях с загрязненных территорий, а также получения информации о подвижности радионуклидов и возможности их дальнейшего распространения в окружающей среде.

Последовательное выщелачивание (экстракцию) проводили по четырем различным методикам, описанным в литературе. Основными фракциями были обменная, карбонатная (легкодоступная часть), связанная с оксидами/гидроксидами железа и марганца, органическая (труднодоступная) и нерастворимый остаток (недоступная). Эксперименты проводили как с модельными образцами почв, минералов, гуминовых кислот, искусственно загрязненных радионуклидами, так и на загрязненных радионуклидами донных осадках, отобранных из бассейнов-хранилищ ФГУП «ГХК».

Радиоактивность  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{241}\text{Am}$  определяли с помощью гамма-спектрометра;  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238,234}\text{U}$  – методом альфа-спектрометрии после их разделения с использованием смол TEVA и TRU Resin (TrisKem Int.).

На модельных образцах проведено сравнение методик последовательной экстракции каждого радионуклида для предсказания связывания его с той или иной формой в реальных образцах. Показано, что в зависимости от последовательности выделяемых фракций и методики меняется процентное содержание радионуклидов в них, в особенности для таких радионуклидов как америций и уран. Даже для модельных образцов в случае америция методика последовательного выщелачивания оказывала значительное влияние на результат. В случае же цезия, вне зависимости от методики определения, основной формой его нахождения является труднорастворимая фракция.

## СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ НА РАЗЛИЧНЫХ МИНЕРАЛЬНЫХ ФАЗАХ ПОРОД ЗОНЫ ЭКЗОКОНТАКТА НИЖНЕКАНСКОГО ГРАНИТОИДНОГО МАССИВА

**А.А. Родионова<sup>1,2)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>, И.Э. Власова<sup>1)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>,  
В.А. Петров<sup>3)</sup>, В.В. Полуэктов<sup>3)</sup>, Й.Р. Хаммер<sup>4)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва; e-mail: skigirla@mail.ru

<sup>2)</sup> – ГЕОХИ РАН, Москва

<sup>3)</sup> – ИГЕМ РАН, Москва

<sup>4)</sup> – Федеральное ведомство по геонаукам и природным ресурсам,  
Ганновер, Германия

С развитием атомной энергетики накапливается большое количество высокоактивных отходов (ВАО), которые необходимо надежно изолировать от окружающей среды. В настоящее время в России реализуется проект по созданию долговременного хранилища ВАО в зоне экзоконтакта Нижнеканского гранитоидного массива (НГМ) на участке «Енисейский» на глубине 400-500 метров.

Цель работы заключалась в получении параметров, характеризующих степень удерживания радионуклидов (РН) породами НГМ.

Для установления сорбционных свойств пород НГМ, представленных пятью образцами керна с различной глубины (166, 417, 443, 459, 476 м) были проведены две серии сорбционных экспериментов: на порошках пород и на специально подготовленных плашках тех же образцов на примере Cs(I), Ra(II), Am(III), Pu(IV), Np(V), U(VI). В первом случае, была установлена количественная сорбция изученных РН на породах НГМ. Вторая серия экспериментов позволила установить вклад отдельных минеральных фаз НГМ в сорбцию РН путем получения данных по относительной эффективности сорбции (ОЭС) РН. Было установлено, что значения ОЭС Cs(I), Ra(II), U(VI) на мусковите и биотите превышают в два раза значения ОЭС тех же РН на кварце. Am(III), Pu(IV), Np(V) преимущественно сорбировались на магнетите, апатите и кальците, для них значения ОЭС на перечисленных минералах в 2-3 раза выше, чем значения ОЭС на кварце. Для подтверждения данных по ОЭС РН были проведены сорбционные эксперименты на порошках отдельных минералов: кварце, мусковите, биотите, магнетите, апатите, кальците. В результате были найдены соответствия между полученными данными по степени извлечения РН на порошках минералов и значениями по ОЭС.

Работа была выполнена при поддержке гранта РНФ (No. 16-13-00049).

**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ В ОРГАНАХ КРУПНЫХ  
ПРЕДСТАВИТЕЛЕЙ ФАУНЫ ВОДОЕМА В-4 ПО «МАЯК»**

**А.К. Рожкова<sup>1)</sup>, Н.В. Кузьменкова<sup>1,2)</sup>, Е.А. Пряхин<sup>3)</sup>, Ю.Г. Мокров<sup>4)</sup>,  
С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – *МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва,  
rozhkovaak@gmail.com,*

<sup>2)</sup> – *Институт геохимии и аналитической химии РАН, Москва,*

<sup>3)</sup> – *Уральский научный центр радиационной медицины, Челябинск,*

<sup>4)</sup> – *Производственное объединение «Маяк», Озерск*

В результате полевых работ были отобраны два вида рыбы (плотва и щука) и моллюски (беззубка) из водоема В-4 ПО «Маяк». Образцы были разделены на органы и заморожены: рыба – чешуя, мышцы, печень, жабры, кровь; моллюски – гемолимфа, мантийная жидкость и нога.

Все образцы были проанализированы с использованием гамма-спектрометра (Canberra GR 3818). Для альфа-излучающих радионуклидов была проведена пробоподготовка: озоление в муфельной печи (8 часов, 450°C), полное кислотное разложение и сосаждение ((NH<sub>4</sub>)<sub>2</sub>HPO<sub>4</sub> + NH<sub>4</sub>OH). Измерение α-излучающих радионуклидов проводили с использованием альфа-спектрометра (CANBERRA Model 7401), для разделения радионуклидов использовали экстракционную хроматографию (TEVA, TRU Resin (TrisKem International)).

Распределение радионуклидов между органами разных видов рыб одинаково. Внешние органы (жабры и чешуя) накапливают плутоний больше, чем внутренние (мышцы, печень, кровь) на два порядка. Установлен ряд накопления цезия органами плотвы и щуки: мышцы → жабры → чешуя → печень → кровь. Ряд накопления цезия, плутония и америция в органах беззубки: нога → мантийная жидкость → гемолимфа.

Для анализа накопления радионуклидов в биологических объектах рассчитывалось равновесное отношение концентраций (удельная активность радионуклида в объекте исследования / удельная активность радионуклида в окружающей объект среде – воде). Для плотвы наблюдается наибольшее отношение концентраций. Наименьшее – для беззубки. Такое распределение можно объяснить образом жизни исследуемых объектов. Наибольшая концентрация радионуклидов сосредоточена в донных осадках как в естественном геохимическом барьере. Основная миграция радионуклидов в водоеме происходит при переносе частиц донного осадка обитателями водоема.

**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ВО ФРАКЦИЯХ  
ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ ИЗ ДОННЫХ  
ОСАДКОВ И ТРОСТНИКА ИСКУССТВЕННОГО ВОДОЕМА**

**А.К. Рожкова<sup>1)</sup>, Н.В. Кузьменкова<sup>1,2)</sup>, Е.А. Пряхин<sup>3)</sup>, Ю.Г. Мокров<sup>4)</sup>,  
С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва,  
*rozhkovaak@gmail.com*,

<sup>2)</sup> – Институт геохимии и аналитической химии РАН, Москва,

<sup>3)</sup> – Уральский научный центр радиационной медицины, Челябинск,

<sup>4)</sup> – Производственное объединение «Маяк», Озерск

Донные осадки играют роль «геохимического барьера» в процессах миграции радионуклидов. Подвижность/доступность радионуклидов в донных осадках зависит от механизмов прочности связи и поглощения, которые определяются химическими свойствами радионуклидов, состоянием и формами их присутствия в радиоактивных осадках, физико-химическими особенностями донных отложений, их сложным особым минералогическим и химическим составом и т. д. Целью исследования является определение форм нахождения <sup>137</sup>Cs, <sup>90</sup>Sr, <sup>241</sup>Am и <sup>238,239,240</sup>Pu в донных осадках и тростнике водоема В-17.

Отобраны следующие образцы: вода, донные отложения, тростник (*Phragmites australis*). Образцы растений были механически отмыты от остатков осадков, высушены на воздухе и разделены на корни, стебли и листья. Для последовательного выщелачивания использовалась следующая процедура: 1) модельный раствор, имитирующий воду водоема (водорастворимая) → 2) MgCl<sub>2</sub> (обменная) → 3) NH<sub>4</sub>Ac (связанная с карбонатами) → 4) NH<sub>2</sub>OH · HC (Fe-Mn оксидная) → 5) 30% H<sub>2</sub>O<sub>2</sub> (связанная с органикой) → 6) HNO<sub>3</sub> конц. (остаточная).

Результаты исследования донных осадков предполагают, что наиболее вероятный сорбционный механизм Cs: встраивание в кристаллическую решетку минералов. Am и Sr образуют комплексы с карбонатами и Fe-Mn оксидами. Для Pu выявлен механизм встраивания в кристаллическую решетку и связывания с органическим веществом.

Последовательное выщелачивание из растений показывает, что в корнях радионуклиды ведут себя как в донных осадках. Это указывает на невозможность их механического смыва. Но для листьев и стеблей максимум <sup>137</sup>Cs и <sup>241</sup>Am был обнаружен в водорастворимой фракции. Это означает, что они сорбируются на поверхности тростника по механизму ионного обмена.



**ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ ФОРМЫ РАДИОНУКЛИДОВ В  
БАСЕЙНАХ-ХРАНИЛИЩАХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ  
ФГУП «ГХК»**

**А.Ю. Романчук<sup>1)</sup>, А.В. Ржевская<sup>1)</sup>, И.Э. Власова<sup>1)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>,  
Д.В. Тихомиров<sup>2)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, [romanchuk.anna@gmail.com](mailto:romanchuk.anna@gmail.com)

<sup>2)</sup> – ФГУП «ГХК», Железногорск

Объектами исследования в рамках данной работы пробы вод, грунтов и илов, отобранных из бассейнов-хранилищ радиоактивных отходов ФГУП «ГХК». Цель работы стало определение физико-химических форм радионуклидов ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238,234}\text{U}$ ) в исследуемых бассейнах-хранилищах и установление механизмов их распространения.

В исследуемых пробах было определено содержание основных радионуклидов после химического разделения с использованием экстракционно-хроматографических смол. Для водной фазы было проведено фильтрование с различным диаметром пор (450 нм, 10 кДа) для установления влияния коллоидных частиц на формы радионуклидов.

Пробы грунтов и илов, а также фильтры были исследованы методами радиографии и растровой электронной микроскопии с рентгеноспектральным микроанализом для определения локального распределения радионуклидов и поиска отдельных высокоактивных частиц. Фазовый состав твердых образцов исследовали методом рентгенофазового анализа. Было установлено значительное влияние характеристик бассейна-хранилища (состав раствора, pH, Eh и прочее) на коэффициенты распределения радионуклидов.

На основании полученных результатов, а также результатов последовательного выщелачивания были установлены физико-химические формы радионуклидов. Для урана был также использован метод спектроскопии рентгеновского поглощения для прямого установления его степени окисления и локального окружения. Установлено, что плутоний во всех исследуемых бассейнах-хранилищах демонстрирует наиболее высокие значения коэффициента распределения, а также находится в труднорастворимых формах. Цезий демонстрирует более низкие коэффициенты распределения, однако в твёрдой фазе всегда находится в труднорастворимой фракции. На распределение и физико-химические формы урана, америция, европия и кобальта значительное влияние оказывает присутствие органических лигандов в растворе.

## РАЗРАБОТКА СОРБЕНТОВ НА ОСНОВЕ КЛИНОПТИЛОЛИТА ДЛЯ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ СТРОНЦИЯ ИЗ ВОДНЫХ СРЕД

**В.Г. Рябухина, А.В. Воронина**

*Уральский федеральный университет, Екатеринбург,  
viktoria.riabukhina@urfu.ru*

Для извлечения стронция из водных растворов применяют синтетические неорганические сорбенты. Основными преимуществами неорганических сорбентов являются химическая, термическая и радиационная устойчивость. Однако, не всегда искусственные сорбенты пригодны для очистки природных сред с точки зрения их экологической безопасности, да и их эффективность к стронцию в природных средах часто недостаточна вследствие низкой селективности на фоне элементов аналогов. Природные алюмосиликаты, применяемые для очистки природных вод от стронция, обладают обратимой сорбцией и не являются надёжными матрицами для удержания радионуклидов. При их переработке требуются дополнительные методы иммобилизации накопленных радионуклидов.

Для концентрирования стронция из радиоактивно-загрязнённых природных вод и почвенных растворов при проведении реабилитации радиоактивно-загрязнённых территорий интерес могут представлять фосфатированные сорбенты, полученные на основе природных носителей – алюмосиликатов. Алюмосиликаты являясь природными материалами безопасны для окружающей среды. Модифицирование алюмосиликатов труднорастворимыми соединениями позволит повысить их специфичность и сорбционную ёмкость к стронцию, обеспечить необратимость сорбции.

Методами тонкослойного и поверхностного модифицирования были получены сорбенты на основе клиноптилолита: фосфатированный клиноптилолит, диоксид и фосфат марганца, гидроксид и фосфат железа, гидроксид и фосфат титана. Для оценки эффективности сорбции стронция из пресных вод для каждого из образцов было проведено исследование статистики сорбции, влияния предварительной подготовки носителя на сорбционные характеристики получаемых образцов сорбентов. Из полученных данных видно, что активация сорбционных центров и фосфатирование клиноптилолита практически не влияют на эффективность сорбентов по отношению к стронцию. Наибольший коэффициент распределения стронция получен для тонкослойного фосфата железа:  $\lg K_d = 4,2 \pm 0,8$  мл/г, статическая обменная ёмкость  $COE = 202$  мг/г, что превышает аналогичные характеристики природного клиноптилолита ( $\lg K_d = 3,4 \pm 0,4$ ,  $COE = 63$  мг/г).

## ЗАКОНОМЕРНОСТИ СОРБЦИИ Cs(I), Eu(III) И Np(V) НА ГЛИНАХ РАЗЛИЧНОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ

А.С. Семенкова<sup>1)</sup>, П.К.Верма<sup>2)</sup>, В.В. Крупская<sup>1)</sup>,  
А.Ю. Романчук<sup>1)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, [anpatik88@rambler.ru](mailto:anpatik88@rambler.ru)

<sup>2)</sup> – Национальный Институт Хоми Бхабха, Мумбаи, Индия

Важной задачей ядерной энергетики является изолирование от биосферы высокоактивных отходов, образующихся в результате деятельности. Принятая концепция глубоких геологических хранилищ основана на системе мультибарьерной изоляции отходов. Благодаря высокой сорбционной способности и ёмкости глинистых минералов, их способности к набуханию и низкой водопроницаемости, они рассматриваются как перспективные материалы для геотехнических и геологических барьеров. Учитывая большие периоды полураспада актинидов, необходимо создать модель, способную адекватно прогнозировать их поведение в окружающей среде в течение длительного периода времени. Целью данной работы стало определение зависимости сорбции Cs(I), Eu(III) (как химического аналога Am(III), Cm(III), а также других лантанидов) и Np(V) от концентрации, значения pH, а также структурных особенностей глин, а также термодинамическое моделирование исследуемых процессов.

В работе на примере ряда чистых и модифицированных глин рассмотрено влияние их структурных особенностей (структуры 2:1 и 1:1), катионного состава (Na/Ca форма) и содержания примесей (гетит) на сорбцию радионуклидов в широком диапазоне концентраций при pH 2-10 в среде 0,01 М и 1 М NaClO<sub>4</sub>.

Показано, что поведение Cs(I) значительно определяется структурой глины. Также было показано значительное влияние присутствия конкурирующих катионов в растворе на величину сорбции Cs(I). В отличие от Cs(I), сорбция Np(V) слабо зависит от структуры глины, но большое значение на сорбцию актинида имеет присутствие примесей оксигидроксидов железа (наблюдается увеличение сорбции). Механизм сорбции Eu(III) сильно зависит от ионной силы раствора. При этом в случае относительно высоких ионных сил (выше 0,1 М) и присутствие оксидов железа, и структура глинистого минерала оказывают значительное влияние на сорбцию.

Работа выполнена при поддержке Российского Научного Фонда (грант 16-13-00049).

**РАДИОГЕОХИМИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ СНЕЖНОГО  
ПОКРОВА В ОКРЕСТНОСТЯХ ОБЪЕКТОВ ТЕПЛОЭНЕРГЕТИКИ  
(ЗАПАДНАЯ СИБИРЬ)**

**А.В. Таловская, Е.Г. Язиков**

*Национальный исследовательский Томский политехнический  
университет, Томск, E-mail talovskaj@yandex.ru*

С твердыми выбросами от объектов теплоэнергетики в атмосферный воздух поступают радиоактивные элементы, поведение которых в окружающей среде требует изучения. Снежный покров – эффективный природный планшет-накопитель загрязняющих веществ. Представлены результаты изучения радиохимических особенностей твердой фазы снежного покрова в окрестностях городских и сельских объектов теплоэнергетики, использующих различный вид топлива. Исследования выполнялись в гг. Томск, Омск, Кемерово, а также в сельских поселениях Томской области. Содержание урана и тория в пробах определялось инструментальным нейтронно-активационным анализом, твердофазные формы – сканирующей электронной микроскопией.

Выявлено в пробах превышение содержания радиоактивных элементов относительно фона. Уровни накопления урана и тория значимо высокие в пробах из районов расположения сельских угольных котельных по сравнению с содержанием в пробах из окрестностей газовых, нефтяных и дровяных котельных, а также угольных городских теплоэлектростанций. Установлена зависимость содержания элементов в твердой фазе снега и среднесуточного выпадения элементов на снежный покров от вида используемого топлива, тепловой и энергетической мощности изучаемых объектов. Величина Th/U отношения изменяется от 1,5 до 2,5 единиц, указывая на смещенную природу поступления элементов. Твердофазными формами урана в пробах из окрестностей угольной ТЭЦ и сельской угольной котельной являются оксидные формы урана с примесью микроэлементов, тогда как торий присутствует в виде примесей в частицах фосфатов лантана и церия. Концентрирование радиоактивных элементов в пробах с высокой долей вероятности отражают геохимическую специализацию используемого топлива, поскольку они являются элементами-примесями в углях.

Работа выполнена при частичной финансовой поддержке гранта РФФИ № 16-45-700184p\_a.

**НАКОПЛЕНИЕ  $^{90}\text{Sr}$  В ОРГАНИЗМЕ КАЛЬЦЕФИЛОВ (СЕРЫХ КИВСЯКОВ) И ПРОГНОЗНАЯ ОЦЕНКА МАСШТАБОВ ЗООГЕННОГО ПЕРЕНОСА РАДИОНУКЛИДОВ С ТЕРРИТОРИИ ВУРСА**

**О.В. Тарасов, Т.Б. Меньших, Т.М. Потапова**

*ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, E-mail: o\_tarasov@mail.ru*

В последние годы в Челябинской области вблизи г. Озёрска отмечается массовое размножение и миграции в селитебные зоны одного из видов многоножек - серого кивсяка. Значительная часть местообитания беспозвоночных находится на территории Восточно-Уральского радиоактивного следа (ВУРСа), образовавшегося в результате радиационной аварии 1957 года на химическом комбинате «Маяк».

Для обеспечения радиационной безопасности населения проводится радиоэкологический мониторинг популяции кивсяков. Показано, что накопление в организме кивсяков  $^{90}\text{Sr}$ , основного радиологически значимого радионуклида на территории ВУРСа, многократно превышает значения этого показателя для других видов беспозвоночных и позвоночных животных. Основной причиной высоких уровней накопления  $^{90}\text{Sr}$  кивсяками является наличие в их организме кальцинированных структур. Экзоскелеты многоножек содержат до 45 % кальция, откладывающегося в виде сферокристаллов. Это приводит к тому, что в условиях ВУРСа наряду с кальцием в наружных покровах интенсивно накапливается и его метаболический аналог -  $^{90}\text{Sr}$ . Накопление радионуклида прямо пропорционально его содержанию в почве и растительном опаде – основной пище многоножек.

Для оценки потенциальной опасности зоогенного разноса радионуклидов с территории ВУРСа мигрирующими многоножками проведены исследования по изучению возрастной и сезонной динамики депонирования кивсяками  $^{90}\text{Sr}$ . Особый интерес представляет характерный для многоножек процесс линьки, которая происходит два раза в год. Сброшенная при линьке кутикула, называемая экзувием, состоит в основном из углекислого кальция. Расчеты показали, что при линьке с экзувием удаляется более трети накопленного в организме  $^{90}\text{Sr}$ .

Освобождение кивсяков от части депонированного  $^{90}\text{Sr}$  имеет важное практическое значение. При расселении кивсяков с территории ВУРСа, по мере удаления от загрязненной территории, при переходе на питание чистыми кормами, а также в результате линек, происходит существенное самоочищение организма от радионуклидов и на границах населенных пунктов не отмечено повышенного содержания радионуклидов у кивсяков.

## МОДЕЛЬ ПЕРЕНОСА РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА В ПРОИЗВОДСТВЕННЫЕ ПОМЕЩЕНИЯ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ С ГОМОГЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

**Ф.Ф. Файзрахманов**

*Южно-Уральский государственный университет.  
Центр гигиены и эпидемиологии №15 ФМБА России.  
г. Снежинск. FFF54@rambler.ru*

Несмотря на то, что при конструировании и изготовлении исследовательских ядерных реакторов уделяется самое серьезное внимание герметичности корпуса, как показал многолетний опыт эксплуатации, всегда в реакторных помещениях имеет место повышенный радиационный фон, обусловленный протечками радиоактивных газов и аэрозолей через уплотнения в технологических системах [1].

Предложены модель и формулы, для оценки переноса продуктов деления из активной зоны реактора в производственные помещения при эксплуатации исследовательских импульсных реакторов с гомогенной активной зоной. Введено понятие коэффициент защиты реактора. Выведена формула, связывающая концентрацию продуктов деления в воздухе реакторного зала с мощностью импульсного пуска реактора.

Предложены уравнения для оценки радиологической опасности продуктов деления в производственном помещении и относительной радиологической опасности («вклада») каждого радионуклида в общую радиологическую опасность. Уравнения позволили установить 15 наиболее радиотоксичных продуктов деления, в сумме определяющих более 80% дозовой нагрузки внутреннего облучения персонала: Sr-91, Sr-92, Y-92, Zr-97, Tc-99m, Nb-97, I-131, I-132, I-133, Te-132, Ba-139, Ba-140, Ce-141, La-142, Ce-143.

В широком диапазоне мощности, на исследовательских импульсных реакторах с гомогенной активной зоной, проведены исследования радионуклидного состава воздуха реакторных помещений, выполнена экспериментальная оценка величины коэффициента защиты реактора. Показана возможность прогнозирования формирования радиационной обстановки в воздухе помещений перед пуском реактора на мощности.

Это позволило оптимизировать и усовершенствовать систему радиационного контроля и обеспечения безопасности персонала эксплуатирующего реакторы.

[1]. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ. Леваков Б.Г., Лукин А.В., Магда Э.П. и др. Под. ред А.В.Лукина–Снежинск: Из-во РФЯЦ-ВНИИТФ

## СОРБЦИЯ ТЕХНЕЦИЯ ПРИРОДНЫМИ СУЛЬФИДНЫМИ МИНЕРАЛАМИ

А.С. Филатов<sup>2)</sup>, А.В. Сафонов<sup>1)</sup>, И.М. Прошин<sup>1)</sup>, К.Э. Герман<sup>1)</sup>,  
Е.А. Тюпина<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *ИФХЭ РАН, Москва*

<sup>2)</sup> – *РХТУ, Москва*

Проблема поведения технеция в ядерно-топливном цикле заключается в его высокой растворимости в семивалентной форме и длительным периодом полураспада. В соответствии многобарьерной концепцией захоронения РАО МАГАТЭ, для обеспечения длительной безопасной локализации технеция необходимо использование специальных инженерных материалов с высокой сорбционной емкостью. На данный момент известно немного материалов, удовлетворяющих требованиям для иммобилизации технеция. Для данной цели перспективны природные сульфидные минералы, обеспечивающие надежное связывание пертехнетат-ионов за счет взаимодействия с ним в структуре минерала и, в ряде случаев, способные восстановить технеций до малорастворимой четырехвалентной формы.

Целью данной работы является оценка сорбционной емкости сульфидных минералов в аэробных условиях по пертехнетат-ионам для разработки барьерных материалов с радиозэкологической защитой высокого уровня.

В работе были использованы более 20 разновидностей сульфидных минералов: киноварь, борнит, халькопирит, стибнит, аурипигмент, сфалерит, марказит, пирит, целестин, стратит, галенит, висмутин, пирротин, скутеррудит, магнетит и др.

Изучение сорбционных параметров материалов показало, что наибольшей сорбционной емкостью обладали стибниты, марказит, сфалерит и аурипигмент. Минералы, с высокой сорбционной емкостью по технецию, могут использоваться в барьерах и захоронениях, при условии их нерастворимости.

## ВЛИЯНИЕ СТРУКТУРНЫХ ОСОБЕННОСТЕЙ МОНТМОРИЛЛОНИТОВ НА ПОКАЗАТЕЛИ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ

**В.В. Крупская<sup>1,2)</sup>, С.В. Закусин<sup>1,3)</sup>, О.В. Доржиева<sup>1,4)</sup>, Е.А. Тюпина<sup>5,6)</sup>,  
П.Е. Белоусов<sup>1)</sup>, Я.Ю. Ершова<sup>7)</sup>, В.О. Жаркова<sup>7)</sup>, Е.В. Захарова<sup>7)</sup>**

<sup>1)</sup> – ИГЕМ РАН, г. Москва, E-mail: [krupskaya@ruclay.com](mailto:krupskaya@ruclay.com)

<sup>2)</sup> – ИБРАЭ РАН, г. Москва,

<sup>3)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, г. Москва,

<sup>4)</sup> – ГИН РАН, г. Москва,

<sup>5)</sup> - РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва,

<sup>6)</sup> - НИЯУ «МИФИ», г. Москва,

<sup>7)</sup> – ИФХЭ РАН, г. Москва

Бентонитовые глины и материалы на их основе хорошо известны благодаря высоким адсорбционным и противомиграционным свойствам и поэтому широко используются для обеспечения безопасности при утилизации различных токсичных промышленных отходов, в том числе и при захоронении отходов атомной промышленности. Характеристические высокие показатели набухания, сорбции, удельной поверхности, и т.д. обеспечиваются благодаря специфическому строению минерала монтмориллонит из группы смектитов, который является пороодообразующим компонентом бентонитовых глин.

В рамках представляемого исследования были изучены бентонитовые глины из пяти месторождений: Таганское (Казахстан), Дашковское (Московская область), Зырянское (Курган), 10-й Хутор (Хакасия), Даш-Салахлинское (Азербайджан). Для характеристики состава и свойств бентонитовых глин использовался комплексный подход, который включал методы по изучению состава и строения (рентгеновская дифракция, инфракрасная спектроскопия, термический анализ, химические методы анализа, месбауэровская спектроскопия, сканирующая и электронная микроскопия) и методы, позволяющие оценить поверхностные и сорбционные свойства глин (удельная поверхность ( $S_{bet}$ ), объем и средний диаметр пор, величины емкости катионного обмена, максимальной адсорбции ( $A_{max}$ ) Cs и Sr, полной обменной емкости (ПОЕ) радионуклидов  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{233}\text{U}$ , коэффициенты межфазового равновесия ( $K_d$ )  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{241}\text{Am}$ .

В результате проведенных комплексных исследований были выявлены структурные критерии, определяющие сорбционные показатели бентонитовых глин и, в первую очередь, по отношению к радионуклидам.

Исследования выполнены в рамках работ по проекту РФФИ №16-17-10270.



## **5. РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ**

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЕРЕРАБОТКИ  
УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ ПРОИЗВОДСТВА МО-99**

**Р.Г. Абдуллов<sup>1,2)</sup>, Д.С. Петренко<sup>2)</sup>, М.Н. Смирнов<sup>1,2)</sup>, Р.А. Кузнецов<sup>2)</sup>,  
К.В. Ротманов<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, [orig@niiar.ru](mailto:orig@niiar.ru)*

*<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ «МИФИ», г. Димитровград*

Радиохимическая технология переработки облучённых мишеней для получения Мо-99 в АО «ГНЦ НИИАР» основана на их щелочном растворении.

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

Один из вариантов технологии регенерации урана из отходов производства Мо-99 основан на классическом экстракционном Пурекс-процессе, для реализации которого применяются многокаскадные экстракторы.

Проведена оценка возможности использования в технологии регенерации урана гравитационных эжекционно-струйных экстракторов ящичного типа. Отработаны режимы экстракции урана 5% раствором ТБФ в декане из азотнокислых растворов и его последующей реэкстракции. Параметры экстракции урана при концентрации азотной кислоты 2 моль/л и концентрации урана в растворе от 0,62 до 43,27 г/л определены в статических экспериментах. Полученные данные использованы для построения математической модели, описывающей распределение урана в ячейках экстрактора. Для отработки математической модели экспериментально изучили распределение урана с использованием опытного образца экстрактора.

Полученные результаты подтвердили возможность организации процесса извлечения урана из перерабатываемого раствора урансодержащего осадка – отходов производства Мо-99 – с использованием экстракционного оборудования. Выход урана составил ~98%, а производительность переработки не менее 90 грамм урана в сутки.

## ОТРАБОТКА УПРОЩЕННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ СУХИХ ПОРОШКОВ СОЛЕЙ ДЛЯ РЕМИКС-ТОПЛИВА

А.С. Алой, В.И. Безносюк, Т.И. Кольцова, А.А. Мурзин, Д.В. Рябков,  
С.Е. Самойлов, В.С. Щукин, М.И. Скриплёв

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург,  
aloy@khlopin.ru*

Отработка упрощенной технологии получения сухих порошков монофазных солей, содержащих уран и плутоний, для изготовления Ремикс-топлива, проводилась с использованием аппарата в виде тонкопленочного роторного концентратора (ТРК).

Аппарат представляет собой вертикальный цилиндрический корпус, обогреваемый снаружи. Внутри по всей длине располагается ротор, вращение которого обеспечивает электродвигатель. Зазор между каждой лопастью и теплообменной поверхностью составляет 0,4 мм. Исходный раствор поступает в верхнюю часть ТРК и лопастями распределяется по теплообменной поверхности, образуя на ней турболизованную пленку жидкости.

В зависимости от состава раствора в тонкой пленке проходят соответствующие химические реакции, сопровождаемые одновременным испарением жидкости. В результате на внутренней поверхности аппарата образуется сухой солевой остаток, который срезается лопастями ротора в виде тонкого порошка.

По результатам отработки технологии получения сухих порошков лабораторный аппарат ТРК был модернизирован с учетом требований проведения работ в тяжелом радиохимическом боксе НЭЖ (г. Гатчина), в котором были проведены эксперименты по получению сухих порошков состава  $\text{NH}_4(\text{U,Pu})\text{O}_2(\text{NO}_3)_3$  и  $\text{UO}_2(\text{Pu})(\text{HCO}_2)_2$ .

В дальнейшем эти прекурсоры были успешно использованы для получения пресс-порошков и керамических таблеток Ремикс-топлива.

Работа выполнена в рамках договора с ГК «Росатом».

## СОЗДАНИЕ НОВОГО ПЛАВИТЕЛЯ ДЛЯ ОСТЕКЛОВАНИЯ ВАО

**Д.И. Бендасов, К.В. Вербицкий, Е.Н. Зубриловский, П.В. Козлов,  
К.К. Корченкин, Н.А. Лупеха, Е.П. Макаров, А.Б. Мелентьев,  
М.Б. Ремизов, А.А. Черных**

***ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)***

На Радиохимическом заводе ФГУП «ПО «Маяк» завершен монтаж стенда опытного плавителя для остекловывания ВАО. В отличие от печей типа ЭП-500, опытный плавитель представляет собой малогабаритную печь остекловывания прямого Джоулевого нагрева мощностью 250кВт. Конструкция плавителя предполагает удаление печи после выработки срока службы.

Варочная огнеупорная ванна плавителя имеет воронкообразную форму, изготовлена из керамических блоков с дополнительной двойной теплоизоляцией. Объем варочной зоны ~ 0,4 м<sup>3</sup>. Внешний корпус плавителя изготовлен из стали 12Х18Н10Т, электроды – из коррозионностойкого никелевого сплава. Плавитель предназначен для варки боросиликатного стекла, характеризующегося высокой температурой плавления и значительной (по сравнению с алюмо-фосфатным стеклом) емкостью по отношению к продуктам деления. Остекловывание происходит в процессе расплавления стеклофриты и ее смешения с модельным раствором ВАО. Охлаждение электродов и пода печи осуществляется осушенным сжатым воздухом.

Плавитель оборудован донным сливным устройством с фильерой, нагреваемой индукционным способом. Система охлаждения установки индукционного нагрева – водяная, двухконтурная. Слив стекломассы осуществляется при разогреве фильеры в бидоны, который поджимается к сильфонному компенсатору для исключения загрязнения камеры печи.

Проведена обкатка всех основных и вспомогательных систем стенда опытного плавителя. Осуществляются мероприятия по запуску стенда для проведения испытаний конструкции плавителя и отработки технологии варки стекла.

**РАДИОЛИТИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ВАЛЕНТНОЙ ПАРЫ  
U(VI)–Pu(VI) В ЖИДКОМ ПЛАВЕ (U,Pu)O<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>·6H<sub>2</sub>O**

**Т.А. Бойцова<sup>1)</sup>, К.А. Славинский<sup>1,2)</sup>,  
О.В. Шмидт<sup>1,2)</sup>, В.И. Волк<sup>1)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара», г. Москва, Россия*

*<sup>2)</sup> – ЧУ «ИТЦП» ПРОРЫВ», г. Москва, Россия*

*TaABoytsova@bochvar.ru*

Основными параметрами U-Pu(Np) смеси направляемой на кристаллизационную очистку являются: 1) U и Pu должны находиться в валентном состоянии - VI, 2) исходный U-Pu раствор должен быть сильно концентрированным. Понижение температуры подобной U-Pu смеси приводит к сокристаллизации U(VI) и Pu(VI) в форме шестиводного гексагидрата.

Термическое окисление - процесс, позволяющий одновременно сконцентрировать исходный азотнокислый U-Pu раствор до состояния плава и окислить входящий в его состав Pu до их шестивалентного состояния. Данный процесс представляет собой упаривание U-Pu раствора с отгонкой изначально присутствующих в нем азотной и азотистой кислот. Наличие HNO<sub>2</sub> в системе может привести к диспропорционированию Pu(VI), с образованием Pu(IV), мешая сокристаллизации U и Pu и снижая выход Pu в кристаллический продукт, в связи чем, желательно ее полное удаление.

Полученный в процессе термического окисления плава, помимо U и Pu, содержит H<sub>2</sub>O и HNO<sub>3</sub>. Высокое содержание Pu, не более 50% от общего содержания металлов, является основным источником дозовой нагрузки на остальные компоненты системы, что приводит к их радиолизу. Одним из многочисленных продуктов радиолиза H<sub>2</sub>O и HNO<sub>3</sub> является HNO<sub>2</sub>. Образовавшаяся в процессе радиолиза, HNO<sub>2</sub> также может привести к диспропорционированию Pu(VI).

В данной работе методом математического моделирования было рассчитано количество продуктов радиолиза воды и кислоты. Показано, что за 1 час в объеме плава равного 1 л состава: 70 мас.% нитратов уранила и плутонила при Pu/(U+Pu)=0,3, 5 мас.% HNO<sub>3</sub>, 25 мас.% H<sub>2</sub>O, накапливается 1,4 ммоль/л HNO<sub>2</sub>. Взаимодействие Pu(VI) с 1,4 ммоль/л HNO<sub>2</sub> приводит к образованию менее 0,001% Pu(IV) в час от исходного содержания Pu.

Оценено влияние остальных продуктов радиолиза на процесс восстановления Pu(VI) до Pu(IV).

## ГИДРОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА РАСТВОРЕНИЯ ОЯТ С УЧЕТОМ ХИМИЧЕСКИХ РЕАКЦИЙ И ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

**А.А. Бочкарева, У.Ф. Шереметьева, Е.А. Белоногова, И.Р. Макеева**

**ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», г. Снежинск,  
*a.a.bochkareva@vniitf.ru***

В рамках работ по проектному направлению «Прорыв» в 2017 г в РФЯЦ ВНИИТФ проводилась разработка методики проведения гидродинамических расчетов многофазных процессов применительно к процессу растворения ОЯТ и разработка теплофизической модели аппарата растворения. Для обоснования безопасности необходимо проведение расчетов теплофизических и гидродинамических параметров с учетом протекания химических реакций и тепловыделения, обусловленного распадами ядер нестабильных изотопов.

Для разработки гидродинамических моделей выбран свободно распространяемый программный пакет OpenFOAM [1].

Аппарат растворения представляет собой емкость с многофазной многокомпонентной смесью, состоящей из дисперсной фазы (порошка оксидов) и сплошной фазы (раствора азотной кислоты) [2]. На процесс растворения в аппарате влияет выделение энергии, обусловленное протеканием химической реакции, движение дисперсных частиц, выделение энергии, обусловленное распадом ядер, перемешивание раствора, теплообмен между дисперсной и сплошной фазой.

Проведенные тестовые расчеты показали, что разработанная модель адекватно описывает скорость протекания химических реакций, распределение температурных и концентрационных полей в аппарате.

Для оценки температуры раствора в конце цикла растворения проведена серия нестационарных расчетов в различных постановках. В расчетах оценивается влияние скорости растворения, размера частиц и скорости перемешивающего устройства на распределение полей температур, скоростей и концентраций в аппарате.

*Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 17-01-00873.*

[1]. [Электронный ресурс]. – <http://www.OpenFOAM.org>.

[2]. Marc P., Magnaldo A., Vaudano A., Delahaye T., Schaer É. Dissolution of uranium dioxide in nitric acid media: what do we know? – EPJ Nuclear Sci. Technol. 3, 13, 2017.

**РАДИОХИМИЧЕСКИЕ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ  
ПРОМЫШЛЕННОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ВВЭР-1000 НА  
РАДИОХИМИЧЕСКОМ ЗАВОДЕ ФГУП «ПО «МАЯК»**

**К.В. Бугров, Л.Л. Белинский, П.Б. Гусев, В.Г. Коротаев, Е.П. Макаров,  
А.Н. Машкин, А.Б. Мелентьев, Д.Б. Патока, В.С. Ермолин**

*ФГУП «ПО «Маяк», Озерск, [cpl@po-mayak.ru](mailto:cpl@po-mayak.ru)*

В период с 2015 по 2016 год на ФГУП «ПО «Маяк» был реализован проект «Подготовка производства к приему и переработке ОЯТ ВВЭР-1000». Содержание ядерного топлива, геометрические размеры (длина и поперечное сечение) облученных тепловыделяющих сборок реакторной установки (РУ) ВВЭР-1000 превышают таковые показатели для ОЯТ других реакторов, перерабатываемых на заводе РТ-1. С целью подготовки завода РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк» к переработке ОТВС РУ ВВЭР-1000, была выполнена разработка проектной документации по изменению транспортной технологической схемы (ТТС) для перемещения ОЯТ на заводе РТ-1. Был разработан и изготовлен внутриобъектовый транспортер для перевозки ТУК-13 в вертикальном положении, а также оборудование для обращения с ТУК; доработано оборудование железнодорожного коридора для разгрузки ОТВС. Разработано и изготовлено оборудование для бассейна-хранилища, отделения подготовки изделий к резке, смонтирован новый агрегат резки (АРПМ-3У) для измельчения ОТВС.

При переработке ОЯТ ВВЭР-1000, характеризующегося существенным выгоранием (до 70 ГВт·сут/т U), ожидалось повышенное поступление взвесей в растворы, направляемые на стадию экстракции. В связи с этим были выполнены эксперименты по определению химического и дисперсного состава реальных взвесей; для исключения проскока взвесей изменены режимы флокуляции и фильтрации исходного раствора. В ходе горячих испытаний исследовано распределение взвесей и радионуклидов на фильтре ФНП-500, изменен режим регенерации фильтра.

При переработке растворов ОЯТ ВВЭР-1000 использовались модернизированные экстракционные схемы, предполагающие промывку от циркония на первом экстракционном цикле и одноциклический аффинаж плутония. Отклонений при переработке растворов зафиксировано не было.

В декабре 2016 года на заводе РТ-1 впервые была переработана партия тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 Ростовской АЭС. В результате реализации проекта на ФГУП «ПО «Маяк» была обеспечена возможность переработки не менее 100 т ОЯТ ВВЭР-1000 в год.

**МОДЕЛИРОВАНИЕ НА СТАБИЛЬНЫХ ИЗОТОПАХ ПРОЦЕССОВ  
ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ОЯТ С  
КИСЛОРОДОМ ВОЗДУХА И КАРБОНАТАМИ ЩЕЛОЧНЫХ  
ЭЛЕМЕНТОВ ПРИ «КАРБОНАТНОЙ ВОЛОКСИДАЦИИ»**

**М.В. Важенков**

*РХТУ им. Д. И. Менделеева, Москва, Labtren@gmail.com*

Большое количество различных изотопов, входящих в состав ОЯТ, определяют возможность для разнообразных химических реакций между ними. При проведении жидкофазных процессов переработки ОЯТ реакции между продуктами деления (ПД) могут привести к выпадению вторичных осадков с захватом делящихся материалов. Также известно о негативном влиянии ПД на процессы экстракции и реэкстракции. Вариантом ослабления такой проблемы может быть отделение на первичных стадиях максимально большого количества ПД от урана и плутония. Предложенный РХТУ им. Д. И. Менделеева процесс «Карбонатной волоксидации» (патент № RU 2591215 от 20.07.2016.) может быть способом решения проблемы. Основной текст тезисов. Используемый стиль «PX2018\_Основной текст».

В работе исследовалось поведение циркония Zr в виде оксида и металлического порошка, металлических порошков молибдена Mo, родия Rh, рутения Ru. Изучалась возможность использования рения Re для имитации реакций радиоактивного технеция Tc. Процессы изучали методом ДТА-ТГ (дериватограф EXSTAR TG/DTA 7300 фирмы SII, совмещенный с масс-спектрометром ThermoStar фирмы Paiffer Vacuum).

Были получены результаты. В условиях соответствующим проведению процесса «Карбонатной волоксидации» металлический цирконий не переходил в диоксид и не реагировал с карбонатом натрия. Молибден в тех же условиях окислялся до MoO<sub>3</sub> и образовывал с карбонатом натрия соль состава Na<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>, Рутений образовывал соль состава Na<sub>2</sub>RuO<sub>4</sub>. Родий в таких условиях не окислялся и в реакцию с карбонатом не вступал. Исследование химических свойств рения показало, образующиеся оксиды и натриевые соли по своим свойствам близки к аналогичным соединениям технеция. Моделирование показало, что окисление указанных металлов в присутствии карбоната натрия не приводит к образованию летучих оксидов рутения и рения. Образовавшиеся натриевые соли молибдена, рутения и технеция не реагируют с диоксидом циркония и с помощью щелочной промывки могут быть отделены от остальных компонентов перерабатываемого ОЯТ.



## РЕАБИЛИТАЦИЯ ЗДАНИЯ 53 АО «ВНИИНМ»

И.И. Верещагин, А.Ю. Кузнецов, С.В. Белоусов, С.В. Хлебников

*АО «ВНИИНМ», Москва, IVereschagin@bochvar.ru*

В АО «ВНИИНМ» реализуется проект «Вывод из эксплуатации и реабилитация объектов «ядерного наследия» АО «ВНИИНМ». Большая часть ЯРОО выводится из эксплуатации путем ликвидации объекта, включающую демонтаж строительных конструкций и реабилитацию территории застройки.

В то же время, наработанный опыт проведения работ по ВЭ и применение современных методов дезактивации в отдельных случаях позволяют привести ЯРОО в радиационно-безопасное состояние без демонтажа капитальных конструкций. Один из таких проектов был осуществлён при дезактивации здания 53.

Здание 53 представляет собой двух и трехэтажное здание, введенное в эксплуатацию в 1974г, общая площадь – 1121,2 м<sup>2</sup>, износ строительных конструкций здания <40%. Проведенное КИРО не выявило загрязнений несущих конструкций, работы до консервации здания проводились в штатном режиме, что дало предпосылки реабилитации здания без демонтажа строительных конструкций.

Дезактивация здания заключалась в удалении радиоактивных технологических сред, демонтаже и дезактивации радиационно-загрязненного оборудования и коммуникаций. В здании 53 было демонтировано 38 единиц оборудования с загрязнениями до радионуклидам:  $\alpha$ -излучающие – до 200 част/см<sup>2</sup>×мин,  $\beta$ -излучающие – до 300000 част/см<sup>2</sup>×мин,  $\gamma$ -излучающие – до 100 мкЗв/ч. 19 единиц оборудования были дезактивированы до состояния пригодного для неограниченного использования. В здании полностью демонтированы системы специальной канализации и вентиляции. Всего демонтировано  $\approx 460$ м (6,34 т) радиоактивно загрязненных трубопроводов, из них полностью дезактивировано  $\approx 280$ м (3,86т). Всего из здания удалено 27м<sup>3</sup> РАО, суммарной активностью  $5,96 \times 10^8$  Бк.

В здании проведено контрольное радиационное обследование, констатировавшие отсутствие радиоактивных загрязнений. Экспертной организацией ФБГУ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна выдано экспертное заключение о радиационном состоянии здания 53.

**ЭКСТРАКЦИЯ МАКРОКОЛИЧЕСТВ ТПЭ РАДИАЦИОННО-ПОРАЖЕННОЙ ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМОЙ НА ОСНОВЕ ТОДГА ВО ФТОРИРОВАННОМ РАЗБАВИТЕЛЕ Ф-3**

**В.Л. Виданов<sup>1,3)</sup>, Л.И. Ткаченко<sup>2)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>1,3)</sup>, М.Г. Дмитриев<sup>4)</sup>,  
В.Е. Давыдов<sup>4)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Инновационно-технологический центр проекта «ПРОРЫВ», 2/8, Малая Красносельская, Москва, Россия, 107140, E-mail: vvl@proryv2020,*

*<sup>2)</sup> – Радиевый институт им. В.Г. Хлопина 28, 2-ой Мурунский, Санкт-Петербург, Россия, 194021*

*<sup>3)</sup> – ВНИИНМ им. А.А. Бочвара 5а, ул. Рогова, Москва, Россия, 123098*

*<sup>4)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР» Западное шоссе, д. 9, Ульяновская область, г. Димитровград, Россия*

В настоящее время для выделения и разделения трансплутониевых элементов из рафинатов ПУРЕКС-процесса, в основном, применяются экстракционные методы. Одним из наиболее известных и признанных экстрагентов для ТПЭ является тетраоктилдигликольамид (ТОДГА). Была разработана и протестирована экстракционная система на основе экстрагента ТОДГА в полярном фторированном разбавителе Ф-3. Данная система показала свою работоспособность и эффективность в динамическом тесте с индикаторными количествами ТПЭ.

В данной работе проводилось облучение ускоренными электронами экстракционной системы 0,1 моль/л ТОДГА в Ф-3. Проверялась экстракция ключевых элементов (америций, РЗЭ, Zr, Pd) облученным экстрагентом на всех основных стадиях процесса фракционирования (экстракция ТПЭ + РЗЭ, реэкстракция ТПЭ, реэкстракция РЗЭ). Для проверки использовался раствор-имитатор рафината ПУРЕКС-процесса, содержащий реальные количества америция (0,6 г/л). Показано, что дозовые нагрузки вплоть до 50 кГр не оказывают существенного влияния на распределение металлов. При более высоких поглощенных дозах влияние радиолиза на экстракцию становится заметным. При экстракции из сильноокислого раствора (3-4 моль/л) коэффициенты распределения америция постепенно снижаются с ростом дозы, а при реэкстракции в слабоокислой среде (рН 2), наблюдается обратная зависимость  $D_{Am}$  от поглощенной дозы.

Во время проведения эксперимента не наблюдалось образования осадков, третьей фазы, межфазных плёнок и устойчивых эмульсий, а также не происходило ухудшения расслаивания фаз даже при максимальной достигнутой дозовой нагрузке на экстрагент составившей 400 кГр.

**ОКИСЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ И КАРБОГИДРАЗИДА В  
АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ НА КОЛОННАХ  
КАТАЛИТИЧЕСКОГО ОКИСЛЕНИЯ**

**В.И. Волк<sup>1)</sup>, К.Н. Двоеглазов<sup>1)</sup>, П.В. Митрикас<sup>1)</sup>, К.А. Кадочигов<sup>2)</sup>,  
А.Н. Машкин<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «ВНИИНМ им. ак. А.А. Бочвара», Москва,  
KNDvoeglazov@bochvar.ru*

*<sup>2)</sup> – ФГУП «ПО «Маяк», г. Озёрск Челябинской области*

Проведены лабораторные исследования по изучению возможности разрушения карбогидразида и окисления Pu(III) до Pu(IV) на колоннах каталитического окисления с использованием углеродного катализатора. В ходе работы были исследованы четыре марки угля: СКН, СКНО (ВП), ОС-3, ВНИИТУ-1. Оптимальным с экономической и технологической точки зрения был выбран уголь ВНИИТУ-1.

Определены зависимости скорости полноты окисления плутония от концентрации азотной кислоты, температуры и концентрации основных компонентов системы.

В ходе экспериментов выявлена сорбционная способность угля по отношению к плутонию. Определена полная объемная емкость сорбента, рассчитаны коэффициенты распределения, установлена возможность десорбции плутония с сорбента, подобран эффективный десорбирующий раствор.

Было выявлено, что разложение карбогидразида на углеродном катализаторе сопровождается выделением тепла и бурным газообразованием. Пожаро- и взрывоопасных веществ в выделяющейся газовой фазе не обнаружено. Для обеспечения безопасности ведения процесса подобраны оптимальные условия теплосъёма.

Установлено, что основным продуктом разложения карбогидразида, остающимся в выходящем из колонны каталитического окисления растворе, является нитрат аммония.

Подобраны оптимальные условия проведения процесса применительно к новой экстракционной схеме аффинажа плутония на заводе РТ-1.

## ЭКСТРАКЦИЯ U(VI), Pu(IV), Am(III) ИЗ КАРБОНАТНО-ФТОРИДНЫХ РАСТВОРОВ КАРБОНАТОМ МТОА

А.С. Вольф<sup>1)</sup>, А.В. Бояринцев<sup>1)</sup>, Г.В. Костикова<sup>2)</sup>, С.И. Степанов<sup>1,2)</sup>,  
А.М. Чекмарев<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева, г. Москва, alexwolf1994@gmail.com*

<sup>2)</sup> – *Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук, г. Москва*

Экспериментальная разработка КАРБОФТОРЭКС процесса извлечения и очистки от примесей U(VI) и Pu(IV) из фторидных огарков фторидно-газовой технологии переработки ОЯТ требует знания поведения этих и некоторых сопутствующих радионуклидов в карбонатно-фторидных растворах, а также определения условий их разделения при экстракции из таких растворов солями четвертичных аммониевых оснований (ЧАО).

В настоящей работе представлены некоторые промежуточные результаты по изучению экстракции U(VI), Pu(IV) и Am(III) из совместных карбонатно-фторидных растворов различного состава растворами карбоната метилтриоктиламмония (МТОА) в толуоле. В частности, изучены зависимости коэффициентов распределения ( $D_{Me}$ ) и коэффициентов разделения ( $\beta_{Me1/Me2}$ ) от состава водных растворов, содержащих Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> и NaF. Показано, что  $D_{U(VI)}$ ,  $D_{Pu(IV)}$  и  $D_{Am(III)}$  снижаются с ростом концентрации NaF в 0,25 М растворах Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>, содержащих до 15 г/л U(VI) и индикаторные количества Pu(IV) и Am(III).

Изменение рассчитанных  $\beta_{Me1/Me2}$  указанных элементов от концентрации NaF носит более сложный характер. При экстракции из 0,25 М Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> в присутствии NaF от 0,1 до 0,7 М лучше экстрагируется Pu(IV). Повышение концентрации NaF более 0,8 М приводит к лучшей экстрагируемости U(VI) и очистке от Pu(IV) и Am(III). При повышении в исходном растворе концентрации Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> от 0,25 до 0,5 М наблюдается преимущественное распределение U(VI) в органическую фазу для всей области изменения  $C_{NaF}$ . Зависимость  $D_{Me}$  от концентрации Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> при постоянной концентрации NaF характеризуется еще большим различием в распределении U(VI), Pu(IV) и Am(III), что позволяет улучшить очистку U(VI) от этих элементов. Во всех рассмотренных случаях  $\beta_{U(VI)/Pu(IV)}$  изменялись от 0,5 до 80, а  $\beta_{U(VI)/Am(III)}$  – от 0,6 до 87.

Таким образом, изменяя солевой состав исходного водного раствора возможно проводить как совместную экстракцию U(VI), Pu(IV) и Am(III), так и их разделение.

**МОДЕЛИРОВАНИЕ КАСКАДА КОЛОНН ЖИДКОСТНОЙ  
ХРОМАТОГРАФИИ В СРЕДЕ ИМИТАЦИОННОГО  
МОДЕЛИРОВАНИЯ “КТ-NIMFA”**

**А.И. Гожимов, С.Н. Ливенцов, О.В. Егорова, А.О. Плетнев**

*Национальный исследовательский Томский политехнический  
университет, Томск, aig3@tpu.ru*

Моделирование технологических процессов и их систем управления является одним из важных этапов в цикле проектирования производства. Адекватные математические модели объекта управления и системы управления позволяют найти оптимальный алгоритм управления процессом, при котором достигается заданная производительность установки, рассчитать необходимое количество исходных продуктов и оценить количество и качество произведенного продукта. Также, с помощью моделей можно анализировать поведение системы при различных нештатных ситуациях.

В Российской Федерации реализуется современный проект в ядерной энергетике под названием «Прорыв». В рамках этого проекта предусматривается создание ядерных энергетических технологий нового поколения на базе ядерных реакторов на быстрых нейтронах и замыкание ядерного топливного цикла. Создание технологии замкнутого топливного цикла требует тщательного анализа каждого этапа переработки и подготовки ядерного топлива. Для этого разрабатываются математические модели технологических процессов и систем управления.

Для решения задачи анализа работоспособности и эффективности систем управления была разработана среда имитационного моделирования “КТ-NIMFA”.

В данной работе рассматривается процесс моделирования каскада колонн жидкостной хроматографии в среде имитационного моделирования “КТ-NIMFA”, а также ключевые особенности и возможности применения разрабатываемого программного обеспечения в области тренажерных систем.

## НОВЫЙ ПОДХОД К ОБЕСПЕЧЕНИЮ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ВЫПАРНЫХ ПРОЦЕССОВ

Н.Д. Голецкий<sup>1</sup>), Ф.Э. Гофман<sup>2</sup>), Б.Я. Зильберман<sup>1</sup>), Н.А. Дедов<sup>1</sup>),  
А.С. Кудинов<sup>1</sup>), А.Ю. Николаев<sup>1</sup>), Е.А. Пузиков<sup>1</sup>), Д.В. Рябков<sup>1</sup>)

<sup>1</sup>) – АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург,  
*anikolaev@khlopin.ru*

<sup>2</sup>) – ООО «Сенсор», г. Гатчина, Ленинградская обл.

Существующие автоматизированные системы не обеспечивают получения оперативной информации о ходе технологических процессов упаривания ВАО и САО и прогнозирования их развития в зависимости от произошедших возмущений в системе, что приводит к технологическим нарушениям и образованию брака.

Новый подход заключается в постоянном сопоставлении показаний приборов со сведением материального баланса по потокам и целевому компоненту (азотная кислота), включая незавершенное производство, а также прогнозировании развития технологического процесса, используя математическое моделирование. Все эти функции могут быть реализованы в «экспертной системе», обеспечивающей помощь оператору (инженеру-технологу) для своевременного принятия решений.

Отработка принципов работы такой системы может быть наиболее просто проведена на лабораторном выпарном стенде с автоматизации на базе управления уровнем кубового раствора. Для реализации использованы весовые дозаторы, измерение масс дозируемых и принимаемых растворов, включая засоленные, а также измерение их состава с помощью датчиков измерения плотности и/или электропроводности с компьютерной обработкой сигнала. Работы проводятся в два этапа.

Результаты первого этапа модернизации стенда этапа позволили выявить дисбаланс между количеством питания и суммой расходов кубового раствора и дистиллята, обусловленные нарушениями при монтаже дозатора исходного раствора. Были проведены имитации аварий, вызванные нарушением подачи питания и фиксируемые по измерению уровня в кубе аппарата и температуре греющего пара. Сводимость материального баланса  $\pm 1\%$ .

В ходе второго этапа будут изучены механизмы происходящих химических реакций и разработана химическая модель упаривания с одновременным разрушением нитрата аммония и/или азотной кислоты с помощью растворов формальдегида при непрерывном определении количества азотной кислоты, отгоняемой в молекулярной форме и регенерируемой из окислов азота. Также будут разработаны программные модули 2-го уровня, синхронизирующие данные он-лайн контроля, пробоотбора, количества раствора в емкостях и математического моделирования развития ситуации.

**ИЗВЛЕЧЕНИЕ ТПЭ И РЗЭ ПРИ ФРАКЦИОНИРОВАНИИ  
ДОЛГОЖИВУЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ ЕДИНЫМ  
ЭКСТРАГЕНТОМ НА ОСНОВЕ РАСТВОРОВ ТБФ В СОЧЕТАНИИ  
С ПУРЕКС-ПРОЦЕССОМ**

**Н.Д. Голецкий<sup>1)</sup>, Б.Я. Зильберман<sup>1)</sup>, Е.А. Камаева<sup>1)</sup>, А.С. Кудинов<sup>1)</sup>,  
А.А. Наумов<sup>1)</sup>, Ю.Ю. Петров<sup>1)</sup>, Е.А. Пузиков<sup>1)</sup>, А.А. Тимошук<sup>1)</sup>,  
П.В. Аксютин<sup>2)</sup>, В.Н. Алексеенко<sup>2)</sup>, Е.С. Скурыдина<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург,  
Россия*

*e-mail: goletsky@khlopin.ru*

<sup>2)</sup> – *ФГУП ФЯО «ГХК», г. Железногорск, Россия, e-mail: avn2505@mail.ru*

Ранее нами была предложена схема фракционирования ТПЭ и РЗЭ с выведением цезиево-стронциевой фракции в рафинат в рамках модифицированного Пурекс-процесса в едином экстракционном цикле с использованием общего экстрагента – раствора ТБФ в парафиновом разбавителе. С помощью математической модели определены оптимальные условия для реализации совмещенного технологического процесса на 50 % ТБФ в парафиновом разбавителе. Такой экстрагент гарантирует в рамках 1-го цикла отсутствие обращения фаз и обеспечивает эффективное извлечения ТПЭ из упаренного высокоактивного рафината 1-го цикла в присутствии высаливателя. В рамках подготовки к будущей проверке испытаний моноэкстрагентной схемы гибридного цикла требуется проведение исследований по верификации математической модели в отношении критически важных элементов, таких как Tc, Zr и U.

Получен массив экспериментальных данных по экстракции  $\text{HNO}_3$ , U, Tc и Zr в 50 % ТБФ в изопаре М. Проведено сопоставление результатов с расчетом по модели и литературными данными [1].

Работа продолжается в рамках государственного контракта на выполнение НИОКР по теме «Уточнение технологических режимов процессов переработки ОЯТ при проведении проверки в укрупнённом масштабе нестандартного радиохимического технологического оборудования переработки ОЯТ на ОДЦ ФГУП "ГХК" в обеспечение мероприятия "Разработка технологий переработки основной номенклатуры отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов с целью снижения образования радиоактивных отходов при переработке и выделения ценных компонентов».

[1]. Николотова З.И., Карташова Н.А. Экстракция нейтральными органическими соединениями. Справочник. ред. А.М. Розен. М.: Атомиздат, 1976. т.1.

## ПЕРСПЕКТИВЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ ОЧИСТКИ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ ОТ АМЕРИЦИЯ

Е.О. Григорьева, И.Г. Ефремов, В.А. Кравченко, А.В. Обедин

*ФГУП ГХК, г. Железногорск, E-mail: AVObedin@mcc.krasnoyarsk.su*

Технологический процесс очистки плутония от америция можно разделить на четыре основных этапа: растворение диоксида плутония, подготовка растворов плутония, сорбция или экстракция растворов, переработка америцийсодержащих растворов. На каждом этапе технологии используется определенный тип оборудования.

Целью данной работы являлось совершенствование электрохимической технологии растворения диоксида плутония в присутствии двухвалентного серебра.

После электрохимического растворения диоксида плутония, одной из основных задач является рециркуляция серебра, т.е. его выделение и повторное использование на этапе растворения.

В числе способов извлечения серебра из растворов азотной кислоты, с одной стороны, известен процесс восстановления и осаждения  $\text{Ag(I)}$  в виде  $\text{Ag(0)}$  с помощью аскорбиновой кислоты, сопровождаемый обычно с введением соединений, предотвращающих автокаталитическую реакцию растворения осажденного серебра посредством  $\text{HNO}_3$ : нитрата гидразина, гидроксиламина, и, с другой стороны, способ восстановления  $\text{Ag(I)}$  до  $\text{Ag(0)}$ , осуществляемый в электролизной установке с отдельной камерой.

Для данного процесса предлагается совместить следующие операции:

- наработка двухвалентного серебра в анодном пространстве вследствие электрохимической диффузии его нитратных комплексов через керамическую мембрану из катодного пространства;
- растворение диоксида плутония в анодном пространстве в присутствии электрогенерируемого двухвалентного серебра  $\text{Ag(II)}$ .
- электрохимическое восстановление шестивалентного плутония и выделения  $\text{Ag(0)}$  на катоде.
- повторное растворение серебра в азотной кислоте в анодном пространстве.

Данное решение позволит снизить количество используемого серебра в процессе растворения.



## ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ ОСАЖДЕНИЕ И РЕЦИРКУЛЯЦИЯ СЕРЕБРА В АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ

Е.О. Григорьева, И.Г. Ефремов, В.А. Кравченко, А.В. Обедин

ФГУП ГХК, г. Железногорск, E-mail: [AVObedin@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:AVObedin@mcc.krasnoyarsk.su)

Применение растворов азотной кислоты с электрогенерируемыми двухвалентными ионами серебра для растворения диоксида плутония имеет ряд преимуществ перед другими способами растворения.

Проблема извлечения и рециркуляции серебра из растворов азотной кислоты является особо острой в технологии растворения диоксида плутония. Среди способов извлечения серебра из растворов азотной кислоты, загрязненных веществами с альфа-излучением известны:

- процесс восстановления и осаждения  $\text{Ag(I)}$  в виде  $\text{Ag(0)}$  с помощью аскорбиновой кислоты. В таких процессах необходимо введение соединений (нитрата гидразина, гидроксилamina), предотвращающих автокаталитическую реакцию растворения осажденного серебра избытком  $\text{HNO}_3$ .

- способ восстановления  $\text{Ag(I)}$  до  $\text{Ag(0)}$ , осуществляемый в электролизной установке с отдельной камерой.

Цель проведенных исследований является изучение процесса электролиза в азотнокислом растворе, содержащем ионы серебра, в мембранном электролизере.

Эксперименты проводили в U-образном электролизере имеющем в качестве разделительной перегородки керамическую мембрану. В качестве растворов применяли  $1 \div 6 \text{M HNO}_3$  и  $6 \text{M HNO}_3$ , содержащем нитрат серебра

Получены следующие результаты исследований:

1 При электрохимической поляризации электродов наблюдали увеличение концентрации серебра в катодном пространстве с 0 до 250 мг/л. Определено, что данная концентрация является неизменной при плотности тока  $3 \text{ A/дм}^2$  и уменьшается при повышении плотности тока.

2 Определено, что в результате поляризации на катоде из азотнокислого раствора, содержащего серебро, наблюдается процесс восстановления  $\text{Ag(I)}$  до  $\text{Ag(0)}$ . Скорость выделения серебра составила  $40 \div 150 \text{ мг/ч}$ .

3 Экспериментами показано, что низкий выход по току  $\text{Ag(0)}$  обусловлен образованием анионных комплексов серебра с нитрат ионами. Увеличение концентрации ионов  $\text{Pu(IV)}$  повышает выход по току.

## ИССЛЕДОВАНИЕ СОСТАВА ГАЗОВОЙ ФАЗЫ, ОБРАЗУЮЩЕЙСЯ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ОРГАНИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДНЫХ ГИДРАЗИНА В ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

**К.Н. Двоеглазов<sup>1)</sup>, А.А. Бессонов<sup>2)</sup>, А.М. Федосеев<sup>2)</sup>, П.В. Митрикас<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – *Акционерное общество «ВНИИНМ им. ак. А.А. Бочвара», Москва*  
*KNDvoeglazov@bochvar.ru*

<sup>2)</sup> – *«ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина» Российской академии наук, Москва*

При проведении операций изменения валентных состояний ионов Pu и Np в водной технологии переработки ОЯТ используются различные восстановители, в том числе класса органических соединений (производные гидразина и гидроксилamina, а также оксимы и производные мочевины). Органические восстановители могут использоваться на различных стадиях Пурекс-процесса – для отделения Pu и Np в первом экстракционном цикле, очистки U от Np во втором цикле очистки урана и реэкстракции Pu на стадии его аффинажа.

Для обоснования безопасности проведения технологических операций необходимо знать состав образующихся продуктов реакции, в том числе и в газовой фазе.

В настоящей работе методами ИК спектроскопии и газовой хроматографии экспериментально исследован состав образующейся газовой фазы при некоторых окислительно-восстановительных процессах гидрометаллургических операций при использовании перспективных восстановителей органических производных гидразина: диформилгидразин и карбогидразид. Особое внимание обращали на наличие потенциально пожаровзрывоопасных соединений.

Изучение состава газовой фазы в присутствии актиноидов Np(VI), Pu(IV) и Pu(VI) проводили при концентрации азотной кислоты 0,5 и 1,0 моль/л, концентрации восстановителей 0,1 и 0,3 моль/л и температуре 30 °С.

Установлено, что в реакциях восстановления Np(VI), Pu(IV) и Pu(VI) с карбогидразидом основными газообразными продуктами являются CO<sub>2</sub> и N<sub>2</sub>. В случае использования в качестве восстановителя диформилгидразина основным газообразным продуктом является азот, а также идентифицируются следовые количества N<sub>2</sub>O и CO. В экспериментах с Pu(IV) и Pu(VI) при концентрациях ДФГ 0,3 моль/л хроматографически обнаружены следы водорода.

При каталитическом окислении карбогидразида и диформилгидразина на активированном угле в газовой фазе основным компонентом является CO<sub>2</sub> и N<sub>2</sub>O, обнаружены следовые количества CO и NO. При всех исследованных условиях не обнаружены потенциально пожаро- и взрывоопасные вещества в газовой фазе.

**ОКИСЛЕНИЕ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА В АТМОСФЕРЕ ВОЗДУХА (ВОЛОКСИДАЦИЯ)**

**К.Н. Двоеглазов<sup>1,2)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>1,2)</sup>, М.Н. Медведев<sup>2)</sup>, П.В. Лакеев<sup>3)</sup>,  
Д.В. Зверев<sup>2)</sup>, А.О. Макаров<sup>3)</sup>, О.В. Шудегова<sup>2)</sup>, Е.Ю. Павлюкевич<sup>2)</sup>,  
О.С. Дмитриева<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Частное учреждение «ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва, Россия  
dkn@proryv2020.ru*

*<sup>2)</sup> – АО «ВНИИНМ им. акад. А.А. Бочвара», Москва, Россия*

*<sup>3)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия*

Важнейшая задача инновационных технологий переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) - снижение объема радиоактивных отходов (РАО), требующих долговременного контролируемого хранения. Одним из путей снижения объема РАО является локализация легколетучих продуктов деления в одном технологическом продукте. Для переработки смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) ОЯТ перспективным вариантом выделения трития и <sup>14</sup>С является окисление СНУП ОЯТ в токе воздуха.

Исследования проводили на модельном ядерном топливе (МЯТ) и на облученном в реакторе БН-600 СНУП с выгоранием топлива 5,45% т.а. Окисляли отрезки (15 - 40 мм) твэлов СНУП ОЯТ.

На модельном ядерном топливе (МЯТ), содержащем U, Pu и стабильные Zr, Mo, La, Nd, Pd, Ru, Ba, Rh, Sr показано, что интенсивная убыль кислорода в отработанном газовом потоке начинается при 300 °С, что соответствует началу окисления нитрида. Процесс окисления изучали в зависимости от температуры, времени изотермической выдержки, расхода воздуха и концентрации паров воды в газовом потоке. Показано, что для полного разрушения таблеток СНУП МЯТ требуется не более 4 ч при температуре 450°С.

Найденные при экспериментах на СНУП МЯТ зависимости подтвердились в экспериментах по окислению реального СНУП ОЯТ. При длине фрагмента 15-25 мм СНУП ОЯТ полностью окисляется в течение 8 ч. При окислении СНУП ОЯТ таблетки разрушаются до порошка с частицами менее 200 мкм, в результате чего достигнуто удаление трития из топлива более чем на 99,8% и углерода-14 на 98%. Определено, что после окисления СНУП ОЯТ на оболочке твэла остается не более 0,1% массы топлива.

На реальном СН ОЯТ показана возможность локализации трития и <sup>14</sup>С в одном продукте при гидрометаллургической переработке.

## ПРОВЕРКА ВОЗМОЖНОСТИ УДАЛЕНИЯ СНУП ОЯТ С ПОВЕРХНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛ ПОСЛЕ ВОЛОКСИДАЦИИ

**К.Н. Двоглазов<sup>1,2)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>1,2)</sup>, П.В. Лакеев<sup>3)</sup>,  
Е.Ю. Павлюкевич<sup>2)</sup>, А.О. Макаров<sup>3)</sup>, Д.В. Зверев<sup>2)</sup>, М.Н. Медведев<sup>2)</sup>,  
О.В. Шудегова<sup>1,2)</sup>, О.С. Дмитриева<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Частное учреждение «ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва,  
dkn@proryv2020.ru*

*<sup>2)</sup> – АО «ВНИИНМ им. акад. А.А. Бочвара», Москва*

*<sup>3)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград*

При окислении смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) отработанного ядерного топлива (ОЯТ) в токе воздуха происходит разрушение топливной композиции до порошкообразного состояния. Это позволяет отделить оболочки твэлов от топлива сухим методом (рассев). Для уменьшения потерь ядерных материалов оболочки необходимо отмыть раствором азотной кислоты. Для определения остаточного количества ОЯТ, остающегося на оболочке твэла после окисления, проведены испытания процесса отмывки как на модельном ядерном топливе (МЯТ), так и на облученном в реакторе БН-600 СНУП ОЯТ с выгоранием 5,45% т.а. Окислению подвергали отрезки (15 - 40 мм) твэлов с МЯТ и СНУП ОЯТ.

Отмывку оболочек с МЯТ осуществляли при 90-95 °С последовательно в растворе 8 моль/л азотной кислоты и затем в таком же растворе с добавкой 1 г/л ионов фтора. На каждой стадии отбирали пробы раствора и определяли массу оболочки.

На образцах оболочек с МЯТ определено, что после двух стадий отмывки масса оболочки уменьшается на 7,5 - 14,3% масс. В раствор переходят все компоненты МЯТ, а также часть конструкционного материала. Не растворившийся осадок представляет смесь оксидов железа и хрома, которые, вероятно, образуются на поверхности твэла в ходе волоксидации. Анализ раствора и осадка показал, что после волоксидации на поверхности оболочки остается 0,075 - 0,110 % масс. ядерных материалов от их количества, поступившего на волоксидацию.

Аналогичные результаты получены и на образцах оболочек СНУП ОЯТ. При первой обмывке в 10 моль/л азотной кислоты 90 – 95 % продуктов деления переходит в раствор, при этом происходит уменьшение массы оболочки на 9,6 % масс. При второй отмывке основную активность раствора составляют продукты активации оболочки, их содержание в 3 - 4 раза больше, чем в первой промывке, а масса оболочки уменьшается еще на 12 % масс. Установлено, что после окисления СНУП ОЯТ на оболочке твэла остается 0,024 - 0,075 % массы топлива, которые могут быть удалены отмывкой оболочек в азотной кислоте, даже без добавления ионов фтора.

## ИЗУЧЕНИЕ ПРОДУКТОВ РАДИАЦИОННОЙ И ТЕРМИЧЕСКОЙ ДЕСТРУКЦИИ ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМЫ «30% ТБФ – ИЗОПАР-М»

**З.В. Дживанова, Г.П. Тхоржницкий, М.И. Кадыко, Е.В. Белова**

*ИФХЭ РАН, Москва, Zdzhivanova@yandex.ru*

Цель данного исследования заключалась в изучении продуктов разложения экстракционной системы «30% ТБФ – Изопар-М», образующихся под действием ионизирующего излучения и при последующем нагревании. Ионизирующее излучение моделировали с помощью линейного ускорителя УЭЛВ-10-10-С70 с энергией 8МэВ (ЦКП ИФХЭ РАН). Исследовали насыщенные 4,3, 8,2 и 12 моль/л азотной кислотой растворы ТБФ в Изопаре-М, необлученные и облученные до доз 0,5, 1 и 2 МГр. Нагревание растворов проводили в условиях открытого и закрытого аппаратов. Анализ продуктов радиолиза и термолиза производили методом ИК-спектроскопии. С ростом дозы облучения наблюдается увеличение содержания карбоновых кислот, сложных эфиров, карбонильных соединений, нитросоединений, нитратов. С увеличением температуры термолиза концентрации всех обнаруженных продуктов значительно увеличиваются, особенно резко при температуре 110 °С. Концентрация карбоновых кислот увеличивается более чем на порядок с ростом температуры термолиза и значительно плавно увеличивается от концентрации азотной кислоты в водной фазе. Самые значительные изменения концентрации наблюдаются для нитросоединений, которые увеличиваются и с ростом температуры термолиза, и с ростом концентрации азотной кислоты. Концентрация карбоновых кислот возрастает в 4 раза при изменении температуры в пределах одной дозы облучения, а облучение оказывает незначительное влияние на их образование. Практически не влияет рост дозы облучения на образование алкилнитратов, нитроалканов и кетонов. Анализируя данные по составу фосфорсодержащих продуктов, можно сделать вывод, что при температурах до 70 °С практически не протекает гидролиз ТБФ, даже в присутствии азотной кислоты концентрацией до 12.0 моль/л. Таким образом, не образуется реакционно-способный бутиловый спирт, который можно рассматривать как один из наиболее опасных продуктов деструкции экстракционной смеси, поскольку спирты более подвержены окислению, чем алканы.

## ПРИМЕНЕНИЕ РАЗБАВИТЕЛЯ ИЗОПАР-М В ЭКСТРАКЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

З.В. Дживанова<sup>1)</sup>, Г.П. Тхоржницкий<sup>1)</sup>, М.И. Кадыко<sup>1)</sup>, Н.Д. Голецкий<sup>2)</sup>,  
Е.В. Белова<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – *ИФХЭ РАН, Москва, Zdzhivanova@yandex.ru*

<sup>2)</sup> – *Радиевый институт имени В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург*

Целью данного исследования заключалась в комплексном изучении растворов ТБФ в Изопаре-М, который представляет собой фракцию разветвленных парафинов состава C<sub>12</sub>-C<sub>14</sub>. Облучение рабочих растворов ускоренными электронами проводили с помощью линейного ускорителя УЭЛВ-10-10-С70. Исследование радиационной стойкости системы «30% ТБФ - Изопар-М» доказало её приемлемость. Оценка пожаро- и взрывобезопасности применения исследуемой системы основывалась на определении термической стабильности однофазных и двухфазных систем «ТБФ – Изопар-М - азотная кислота» в условиях открытого и закрытого аппаратов, а также определение нижнего температурного предела распространения пламени (Т<sub>н</sub>). При термолизе однофазных систем в условиях открытого и закрытого аппаратов в температурном диапазоне от 90 до 170 °С не наблюдали экзотермические эффекты. При нагревании двухфазных экстракционных систем в условиях открытого аппарата наблюдается значительное газовыделение, но за счет кипения и перемешивания фаз газообразными продуктами, образуются значительные теплотери. Ярко выраженный экзотермический эффект, свидетельствующий о прохождении интенсивных окислительных реакций в газовой фазе, наблюдался при термолизе двухфазной системы «30%ТБФ – Изопар-М – 8,2 моль/л HNO<sub>3</sub>», облученной до дозы 1 и 2 МГр, при 90°С. При превышении дозы облучения свыше 0,5 МГр значение Т<sub>н</sub> становится меньше 61°С. Таким образом, 30% раствор ТБФ в Изопаре-М в данных условиях должен быть отнесен к группе легко воспламеняющихся жидкостей (ЛВЖ). Но карбонатная промывка значительно повышает значение температурного предела распространения пламени, соотнося его со значениями «свежего» экстрагента. Испытание приемлемости показателей облученной исследуемой системы для применения в технологии экстракционной переработки ОЯТ проводили на экстракционном стенде Радиевого Института имени В. Г. Хлопина. Применяемые температурные режимы и предусмотренные дозовые нагрузки на экстрагент обеспечивают пожаровзрывобезопасность процесса, а также исключают потери компонентов экстракционной системы в окружающую среду.

## НЕОБЫЧНЫЕ ЛЕТУЧИЕ ОКСИДЫ НЕКОТОРЫХ АКТИНИДОВ: ИХ СВОЙСТВА И ТЕХНОЛОГИЯ ПОЛУЧЕНИЯ

В.П. Доманов

*Объединённый Институт Ядерных Исследований, Московская обл.,  
141980, Россия, domanov@jinr.ru*

Известно, что химическое поведение многих элементов зависит от их концентраций в растворах или абсолютных количеств. Например, хорошо изученные реакции окисления и диспропорционирования  $2\text{Pu(IV)} + \text{U(IV)} \rightarrow 2\text{Pu(III)} + \text{U(VI)}$  и  $2\text{U(V)} \rightarrow \text{U(VI)} + \text{U(IV)}$  в очень разбавленных растворах не протекают<sup>1,2</sup>.

Значительные различия химических свойств некоторых актинидов в микро- и макро-количествах наблюдались нами и в газовой фазе. Исходным препаратом служили микроколичества изучаемых элементов, адсорбированных на поверхности кварцевого песка. Опыты проводили в условиях газовой термохроматографии с использованием кварцевых колонок. В качестве газа-носителя использовали гелий, а окислителем служил кислород. Значения основных экспериментальных параметров представлены в ссылке<sup>3-7</sup>.

Найдено, что следовые количества U, <sup>237</sup>Np, <sup>238,239</sup>Pu, <sup>243</sup>Am и <sup>244</sup>Cm образуют летучие оксиды и гидрооксиды, осаждавшиеся на стенках термохроматографических колонок при определённых температурах. Рассмотрена методика определения их химического состава. Рассчитаны значения энтропии и энтальпии полученных соединений на поверхности кварца.

Основное внимание в представленных материалах сосредоточено на вопросах химической технологии получения экзотических форм актинидов от урана до кюрия.

### Литература

- [1]. R. Guillaumont, J.P. Adloff, A. Peneloux. *Radiochim. Acta*, **46** (1989) 169.
- [2]. R. Guillaumont, J.P. Adloff, A. Peneloux. *Radiochim. Acta*, **54** (1991) 1.
- [3]. V.P. Domanov, G.V. Buklanov, Yu.V. Lobanov. *J. Nucl. Sci. Technol., Suppl.* **3**, (Nov., 2002) 579.
- [4]. V.P. Domanov. *The Proceedings of the 8<sup>th</sup> Actinide Conference, Manchester, UK, 4-8 VII 2005*, RSC published, R. Alvarez et al. (Ed.), 2006, pp.275-277.
- [5]. В.П. Доманов // *Радиохимия*. 2010, Т. 52, N. 3, С. 196-201.
- [6]. В.П. Доманов, Ю.В. Лобанов // *Радиохимия*. 2011. Т. 53, N 5, С. 385-387.
- [7]. В.П. Доманов // *Радиохимия*. 2013. Т. 55, N 1, С. 23-28.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ НА СТАБИЛЬНЫХ ИЗОТОПАХ ПРОЦЕССА ДЕТРИТИЗАЦИИ ПРИ КАРБОНАТНОЙ ВОЛОКСИДАЦИИ ОЯТ

А.Д. Евстигнеева, М.В. Важенков

*РХТУ им. Д. И. Менделеева, Москва, aevstigneeva@mail.ru.*

Проведенные в ряде стран исследования по миграции в природе трития, входящего в состав воды (НТО), показали возможность его включения в биологические соединения живых существ. Так, например, если период полувыведения трития за счет оборота воды составляет около 10 суток, то в белковых структурах он может исчисляться годами. Одним из способов защиты персонала от внутреннего облучения тритием может быть способ, связанный с предварительной детритизацией ОЯТ (отработавшего ядерного топлива). Вариант практической реализации такого способа под названием «Карбонатная волоксидация» предложен РХТУ им. Д. И. Менделеева (патент № RU 2591215 от 20.07.2016.). В его основе – окисление компонентов ОЯТ кислородом воздуха, обогащенного водяным паром, в присутствии карбоната щелочного элемента.

В настоящей работе представлены результаты моделирования процесса выделения трития из оболочек ТВЭЛов, диоксида урана  $UO_2$ , а также из смеси металлических Mo, Ru, Rh, входящих в так называемые «белые включения». Условия проведения процесса соответствовали условиям процесса «карбонатной волоксидации». В качестве нерадиоактивного имитатора трития использовали дейтерий.

Исследуемое вещество или смесь в виде порошка загружали в реактор, представляющий собой запаянную с одного конца металлическую трубку. Образец дегазировали от поглощенных газов и паров в вакууме, после чего трубку заполняли дейтерием с содержанием трития не более 5% и нагревали до температуры 800°C. После 6 часов изотермической выдержки образец охлаждали и изучали методом ДТА-ТГ (дериватограф EXSTAR TG/DTA 7300 фирмы SHI, совмещенный с масс-спектрометром ThermoStar фирмы Paiffer Vacuum).

Образец  $UO_2$  показал потерю массы при дейтерировании, однако при нагревании до 250°C она возросла до исходного значения за счет поглощения кислорода, а при температуре  $\geq 450^\circ C$  – превысила его за счет перехода  $UO_2$  в  $U_3O_8$ . Газовыделения при этом не наблюдалось, в отличие от образца металлического циркония, где наблюдалось выделение паров воды смешанного изотопного состава HDO. Аналогичный результат (выделение паров HDO) получен и при нагревании образца, представляющего собой смесь металлических порошков Mo-Ru-Rh.



**ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ФАЗОВОЙ ДИАГРАММЫ  
 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O} - \text{PuO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$**

**Ю.А. Евсюкова<sup>1,2)</sup>, Т.А. Бойцова<sup>2)</sup>, Е.Ю. Павлюкевич<sup>2)</sup>, В.И. Волк<sup>2)</sup>,  
К.Н. Двоеглазов<sup>1,2)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ЧУ «ИТЦП» ПРОРЫВ», г. Москва, Россия*

*<sup>2)</sup> – АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара», г. Москва, Россия  
YAEvsyukova@bochvar.ru*

Как часть процесса переработки ОЯТ кристаллизация впервые начала развиваться в Германии. В последнее время в России интерес к данному процессу существенно возрос с развитием концепции замкнутого ядерного цикла и разработок технологии для переработки смешанного нитридного и оксидного уран-плутониевого-(нептуниевого) топлива. Концепция замкнутого ядерного цикла подразумевает под собой выделение всех целевых компонентов с последующим использованием их для рефабрикации топлива. Именно в этом случае процесс кристаллизации представляет особенный интерес, так как позволяет выделять U и Pu (Np) в качестве неразделенного гомогенного продукта.

Ранее проводимые исследования по процессу кристаллизации урана позволили в полной мере описать данный процесс с химической, так и с технологической точки зрения, в то время как процесс его сокристаллизации с плутонием изучен не полностью. Для эффективного использования данного процесса в технологии необходим ряд фундаментальных знания о сокристаллизации гексагидратов нитратов уранила и плутонила.

Целью данной работы было получение кристаллической фазы гексагидрата нитрата плутонила (ГНП) и получение предварительных данных по сокристаллизации чистых гексагидратов нитратов уранила и плутонила (ГНУП). Для решения поставленных задач была разработана методика получения чистой кристаллической фазы ГНП посредством его кристаллизации из азотного раствора. Для этого было проведено растворение металлического плутония для получения высококонцентрированного раствора, корректировка валентной формы для получения раствора с содержанием Pu(VI) 95-99%, упаривание раствора до влажных солей с последующей их выдержкой в эксикаторе с силикагелем для удаления избыточной влаги.

Полученная кристаллическая фаза использовалась в экспериментах по изучению фазовой диаграммы  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O} - \text{PuO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ .

## ТЕРМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ЭКСТРАКЦИОННЫХ СМЕСЕЙ НА ОСНОВЕ N,N,N',N'-ТЕТРА-Н- ОКТИЛДИАМИДАДИГЛИКОЛЕВОЙ КИСЛОТЫ

А.С. Емельянов<sup>1)</sup>, А.В. Родин<sup>1)</sup>, М.И. Кадыко<sup>2)</sup>, Е.В. Белова<sup>2)</sup>,  
Б.Ф. Мясоедов<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, *emelyanov@secnrs.ru*

<sup>2)</sup> – ИФХЭ РАН им. А.Н. Фрумкина, Москва

В качестве перспективного экстрагента для фракционирования компонентов ВАО предложено использовать смесь, состоящую из экстрагента TODGA (N,N,N',N' тетра-н-октилдиамидадигликолевой кислоты) и разбавителя – Изопар-М, содержащего предельный одноатомный спирт (1-нонанол/1-деканол). Для оценки пожаровзрывобезопасности технологических процессов с участием предложенных экстракционных смесей необходимы сведения о их термической устойчивости, в том числе после воздействия производственных факторов. В данной работе изучали термическую устойчивость 0,2 моль/л растворов TODGA в Изопар-М, содержащего 20% н-спирта, насыщенных 8 моль/л HNO<sub>3</sub>, необлученных и облученных до дозы 0,5 МГр. Оценку термической устойчивости проводили на основе таких показателей, как скорость газовой выделения, удельный объем газообразных продуктов и тепловые эффекты при изотермической выдержке как однофазных, так и двухфазных экстракционных систем в контакте с растворами азотной кислоты с концентрациями 8 моль/л и 14 моль/л при атмосферном давлении и давлении выше атмосферного.

Результаты работы свидетельствуют, что при нагревании однофазных необлученных экстракционных систем в открытых сосудах, заметное газовыделение начинается при температуре 150°C. Для двухфазных систем характерно залповое газовыделение, протекающее при температуре 100°C без индукционного периода, с высокими пиковыми значениями. Облучение приводит к накоплению продуктов радиолиза, ухудшающих гидродинамические характеристики и селективность. ИК-спектрометрией обнаружено значительное количество карбоновых кислот, концентрация экстрагированной азотной кислоты в результате облучения падает в 5 раз. В закрытых системах окисление протекает более интенсивно. При всех условиях эксперимента процесс переходит в режим теплового взрыва с резким повышением давления. Исследуемая экстракционная система по термической устойчивости значительно уступает системам на основе ТБФ в разбавителях: додекан, С13, РЖ-3, ГХБД и Изопар-М.

## ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ РАСТВОРЕНИЯ $UAl_3$ В РАСТВОРАХ $HNO_3$

А.Ю. Елизеркина<sup>1)</sup>, К.В. Ротманов<sup>1,2)</sup>, Р.Г. Абдуллов<sup>1,2)</sup>,  
М.Н. Смирнов<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, *orip@niiar.ru*

<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ «МИФИ», г. Димитровград

Интерметаллидное уран-алюминиевое топливо используется при изготовлении твэлов дисперсионного типа. В сердечнике такого твэла топливосодержащая фаза находится в виде частиц интерметаллида  $UAl_x$ , равномерно распределенных в матрице из алюминия. Уран-алюминиевые мишени дисперсионного типа широко применяются также для наработки  $Mo-99$ .

Способы переработки облученных интерметаллидных уран-алюминиевых мишеней базируются на способах переработки облученного уран-алюминиевого топлива. Стандартная процедура переработки уран-алюминиевого топлива – растворение в азотной кислоте.

В настоящее время в качестве альтернативы мишеням дисперсионного типа для наработки  $Mo-99$  рассматривается мишень с сердечником из порошка интерметаллида  $UAl_3$ . Однако, применение процедуры кислотного растворения к мелкодисперсному порошкообразному интерметаллиду  $UAl_3$  требует предварительного изучения закономерностей процесса.

В докладе приведены экспериментальные результаты исследований процесса растворения порошкообразного интерметаллида  $UAl_3$  в азотной кислоте. При помощи уравнения Ерофеева-Колмогорова для гетерогенных процессов установлено, что процесс растворения интерметаллида  $UAl_3$  протекает в кинетической области.

Для математического моделирования необратимой химической реакции, протекающей в кинетической области, использована модель сжимающейся сферы. Показано, что значения средней удельной скорости растворения порошка интерметаллида  $\bar{v}$  возрастают с увеличением концентрации  $HNO_3$ . При заданной начальной концентрации  $HNO_3$  значения средней удельной скорости растворения порошка интерметаллида  $\bar{v}$  уменьшаются с увеличением массы образца  $UAl_3$ .

## **СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ХИМИЧЕСКИХ ПРОМЫВОК ОБРАТНООСМОТИЧЕСКИХ МОДУЛЕЙ ПРИ ОЧИСТКЕ ЖРО**

**В.Н. Епимахов, С.В. Прохоркин, В.С. Ткаченко, М.С. Олейник,  
В.Д. Смирнов, М.И. Козин, С.В. Блинов**

*ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор, evn@niti.ru*

В последние десятилетия в процессах очистки жидких радиоактивных отходов (ЖРО) все большее распространение получают мембранные методы очистки и, в первую очередь, обратный осмос. Наиболее эффективным является использование обратноосмотических аппаратов в сочетании с микрофильтрами и ионообменными смолами. Так, в НИТИ по опыту эксплуатации модульной мембранно-сорбционной установки (ММСУ) для очистки и концентрирования ЖРО была разработана и автоматизированная установка ММСУ-А с автоматизированным модулем обратного осмоса (МОО-А). Одним из недостатков мембранной технологии очистки вод является довольно частое забивание обратноосмотических элементов МОО малорастворимыми карбонатами щелочноземельных элементов кальция и магния, а также гидроксидами железа и другими осадками. Это с одной стороны приводит к снижению производительности МОО-А и ухудшению качества фильтрата, а с другой стороны к увеличению мощности дозы гамма-излучения от обратноосмотического оборудования, что затрудняет его эксплуатацию. В связи с этим актуальной является регенерационная промывка обратноосмотических элементов (ООЭ) с использованием неорганических или органических кислот и их солями. Испытания проводили при ежемесячной промывке лимонной кислотой до полного восстановления производительности МОО-А. При исследовании отработанного промывочного раствора было подтверждено, что до 85% вымываемых отложений составляют соединения железа, а остальное приходится на соединения магния, кальция и алюминия. Поскольку при проведении химических промывок ООЭ от радиоактивных отложений персонал может подвергаться радиационному облучению, то был разработан и автоматизированный модуль промывки обратноосмотических элементов (МПООЭ-А). Предусмотрено управление работой модулей МОО-А и МПООЭ-А с автоматизированного рабочего места. Для приготовления промывочных растворов используется финишная вода МОО-А, а отработанные промывочные растворы сбрасываются в емкость исходных ЖРО.

## КОНТРОЛЬ ДЕЗАКТИВИРУЕМОСТИ ЛАКОКРАСОЧНЫХ ПОКРЫТИЙ ДЛЯ АЭС

В.Н. Елимахов<sup>1)</sup>, В.А. Феногенов<sup>2)</sup>, В.А. Прокопенко<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор, [evn@niti.ru](mailto:evn@niti.ru)

<sup>2)</sup> – АО «СХМ», г. Сосновый Бор

Основными требованиями, предъявляемыми к полимерным лакокрасочным покрытиям (ЛКП) применяемым для защиты от коррозии оборудования и сооружений в атомной энергетике и промышленности являются их радиационная стойкость и дезактивируемость. В последние годы в России появилось множество различных лакокрасочных материалов (ЛКМ) предприятий малого и среднего бизнеса, часто под одними и теми же марками и обозначениями, но сильно отличающихся по своим физико-химическим, технологическим и эксплуатационным свойствам. В связи с этим большое значение имеют радиохимические исследования защитных покрытий на основе ЛКМ.

В НИТИ совместно с АО «СПЕЦХИММОНТАЖ» длительное время проводятся работы по контролю радиационной стойкости и дезактивируемости, главным образом, эпоксидных и органосиликатных материалов. Исследования, проводимые на модельных растворах и реальных технологических средах ЯЭУ, показывают о необходимости корректировки нормативной документации (ГОСТ Р 51102-97 и ГОСТ Р 53371-2009) с целью использования радиоизотопов, наиболее приближенных к реальным условиям эксплуатации ЛКМ. Например, целесообразно заменить  $^{144}\text{Ce}$ , используемый при исследовании дезактивируемости, на  $^{152}\text{Eu}$ , поскольку они входят в группу редкоземельных элементов и обладают одинаковыми химическими свойствами. Таким образом, для изучения дезактивируемости они являются взаимозаменяемыми. Кроме того, при использовании  $^{152}\text{Eu}$  повышается точность в определении параметров дезактивируемости при радиометрических измерениях. С точки зрения радиометрии  $^{152}\text{Eu}$  является более удобным радиоэлементом, так как его период полураспада в 17,5 раза больше, чем у  $^{144}\text{Ce}$  ( $^{144}\text{Ce}$   $T_{1/2}=284$  дня, а у  $^{152}\text{Eu}$   $T_{1/2}=13,6$  года). Кроме того, при гамма-спектрометрических измерениях важным фактором является энергия излучения и выход гамма-квантов. Основная энергия гамма-излучения у  $^{144}\text{Ce}$  составляет 133 кэВ с выходом 11%, а  $^{152}\text{Eu}$  характеризуется энергиями гамма-излучения в более жесткой области спектра: 344 (0,26%), 779 (12,7%), 964 (14,4%), 1112 (13%) и 1408 кэВ (20,7%). Поэтому и по этим характеристикам предпочтение необходимо отдать  $^{152}\text{Eu}$ . Следует отметить, что в препаратах  $^{144}\text{Ce}$  примесными радиоизотопами являются  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{154}\text{Eu}$  и, зачастую, эти изотопы определяют радиоактивность препаратов через небольшой период эксплуатации. Ещё более важным аргументом использования  $^{152}\text{Eu}$  для исследования дезактивируемости ЛКП является тот факт, что при эксплуатации ЯЭУ в большем количестве образуются радиоизотопы Eu, чем Ce, который используется в качестве поглощающего элемента. Так как ЛКП изготавливаются для применения на объектах ядерной энергетике, то целесообразнее было бы испытывать их к действию радионуклидов европия.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ПЕРЕРАБОТКИ НОВЫХ ВИДОВ ОЯТ НА ЗАВОДЕ РТ-1

**В.С. Ермолин, С.Н. Кириллов, Е.П. Макаров, С.А. Лукин, К.В. Бугров,  
К.К. Корченкин, Д.Б. Патока, Е.Н. Зубриловский, Ю.А. Ворошилов,  
Л.Л. Белинский, А.Н. Машкин, В.Г. Коротяев, П.Б. Гусев,  
М.Б. Ремизов**

*ФГУП «ПО «Маяк», г.Озерск Челябинской области,  
mayak@po-mayak.ru*

В последние два десятилетия номенклатура перерабатываемого заводом РТ-1 была существенно расширена.

Так, в результате проведения комплекса исследовательских работ включены в номенклатуру и регулярно перерабатываются все виды облученного ядерного топлива (ОЯТ) из смешанных диоксидов урана и плутония, магнийсодержащее ОЯТ и топливо, содержащее металлический уран. Также осуществлена переработка жидкофазного ОЯТ.

Однако, регенерация некоторых новых видов топлива имеет особую значимость. Например, в результате масштабной модернизации оборудования на заводе РТ-1 появилась возможность перерабатывать облученные тепловыделяющие сборки (ОТВС) ВВЭР-1000, что регулярно осуществляется с 2016 года. С 2011 года перерабатываются ОТВС РБМК. Переработка этих видов ОЯТ открывает перед заводом РТ-1 практически неограниченные перспективы.

Также с 2016 года осуществляется регенерация ОТВС с уран-бериллиевой топливной композицией. Это позволило решить серьезные экологические проблемы на базах морского флота.

Осуществлена успешная переработка всех типов ОЯТ реактора АМ, являющегося химическим аналогом топлива АМБ. Таким образом, подтверждено, что с пуском оборудования разделки длиномерных ОТВС регенерация топлива АМБ станет возможной.

Также, одним из важных направлений стала утилизация материалов из необлученного металлического урана, что позволяет решить проблемы предприятий, хранящих детали из этого металла, отходы их обработки.

Таким образом, завод РТ-1 на сегодняшний день является единственным радиохимическим заводом в мире, перерабатывающем практически все виды топлива. Исключение составляет уран-циркониевое топливо, но нет сомнений, что проблема его переработки будет также решена.

**РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ  
УРАН-ЦИРКОНИЕВОГО ОЯТ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К  
ОБОРУДОВАНИЮ ЗАВОДА РТ-1**

**В.С. Ермолин, Д.Н. Колупаев, А.Н. Машкин, С.А. Лукин,  
К.К. Корченкин, Д.Б. Патока, Л.Л. Белинский, Н.Е. Крюков,  
Ю.А. Ворошилов, М.А. Литвинова**

***ФГУП «ПО «Маяк», г.Озерск Челябинской области,  
mayak@po-mayak.ru***

Одним из немногих видов ОЯТ, ранее не подвергавшихся регенерации на заводе РТ-1, является уран-циркониевое топливо. Сердечники этих твэл выполнены из уран-циркониевого сплава. Оболочки твэл и другие конструкционные материалы изготовлены из нержавеющей стали.

Переработка этого топлива не производилась в связи с невозможностью его прямого растворения в азотной кислоте по штатной технологии.

Для организации переработки этого топлива был проведен комплекс исследовательских работ по разработке двух вариантов растворения данного типа ОЯТ – электрохимического и химического. Для реализации первого был разработан и изготовлен промышленный аппарат электрохимического растворения (АЭХР).

Оба варианта позволяют достичь полного растворения уран-циркониевого сердечника, но реализация первого варианта сопровождается частичным расквашиванием уран-циркониевого сплава, при этом крошка в дальнейшем может быть растворена азотно-фторидными растворами. По второму варианту только оболочку твэл растворяют электрохимически, а уран-циркониевый сердечник – азотно-фторидным раствором. Скорость процесса по второму варианту невелика и в результате повышается длительность коррозионного воздействия на аппарат-растворитель.

В связи с этим проведены исследования коррозионного воздействия применяемых реагентов-растворителей на конструкционные материалы АЭХР. Установлено, что организация переработки по наиболее коррозионноопасному (второму) варианту позволит переработать все имеющиеся облученные сборки.

В целом, было показано, что оба варианта позволяют достичь полного растворения ОЯТ, а конкретный способ будет выбран при опытной переработке данного типа ОЯТ.

## ПРОЦЕСС ПОЛУЧЕНИЯ СМЕШАННОГО ОКСИДА УРАНА И ПЛУТОНИЯ ИЗ ПРОДУКТОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

А.Ю. Жабин<sup>1)</sup>, В.Н. Алексеенко<sup>1)</sup>, А.С. Дьяченко<sup>1)</sup>, В.И. Волк<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Красноярского края,  
*atomlink@mcc.krasnoyarsk.su*

<sup>2)</sup> – АО «ВНИИНМ», г. Москва

Существующие реализованные технологии производства смешанного уран-плутониевого диоксида сталкиваются с рядом трудностей по обеспечению высокой степени гомогенизации диоксида плутония в диоксиде урана, с фракционным составом, обеспечивающим хорошую текучесть порошков, и, также, с усиленными требованиями взрывопожаробезопасности к помещениям из-за использования водорода.

Целью работы была разработка способа получения малопылящих порошков диоксида урана, урана и плутония керамического сорта без операции восстановления в среде водорода.

Поставленная цель достигается при осаждении нерастворимых пероксоглицинатных комплексов урана и плутония и последующей сушкой и прокаливанием осадков.

Использование аминокислоты на операции пероксидного осаждения позволяет плавно регулировать величину рН в процессе осаждения при одновременном комплексообразовании осаждаемых металлов. Избыток глицина оказывает коагулирующее действие при осаждении, позволяя получать хорошо седиментрирующие и легко отделяемые фильтрованием осадки. Прокаливание высушенных осадков производится в среде аргона или углекислого газа, содержащих пары муравьиной кислоты.

В лабораторных экспериментах подобраны условия, при которых получены непылящие порошки стехиометрического диоксида (U, Pu)O<sub>2</sub>, что подтверждено результатами рентгеноструктурного анализа. Кислородный коэффициент составил 2,01 - 2,07, который оставался стабильным не менее 3 месяцев. Содержание углерода не превышает 0,003%. Размеры агломератов диоксида составляют 0,3-0,6 мм. Агломераты сформированы сферическими частицами диаметром около 2-3 мкм. Полученные результаты позволяют сделать выводы о перспективности использования процесса в технологии производства различных видов оксидного уран-плутониевого топлива.



## ИЗВЛЕЧЕНИЕ ПАЛЛАДИЯ ИЗ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПУТЕМ ВОССТАНОВЛЕНИЯ ИЗ ГЛИЦИНАТНЫХ КОМПЛЕКСОВ

А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Красноярского края,  
atomlink@mcc.krasnoyarsk.su*

Необходимость удаления металлов платиновой группы из рафината экстракционного цикла переработки ОЯТ обусловлена их влиянием на разделение ТПЭ и РЗЭ при фракционировании высокоактивных отходов, а также влиянием на качество минералоподобных матриц для иммобилизации высокоактивных отходов.

Целью работы являлось количественное извлечение палладия из азотнокислых высокоактивных растворов с использованием апробированных в условиях радиохимического производства реагентов, не вносящих существенных изменений в состав растворов.

Извлечение палладия проводили из модельных растворов технологических продуктов экстракционного передела радиохимической переработки ОЯТ ВВЭР-1000 в аппарате-осадителе путем его восстановления нитратом гидразина из глицинатных комплексов. В растворы с остаточной кислотностью 0,7-1,0 моль/л вводили аминокислоту до концентрации 0,2-0,4 моль/л, нагревали до 85-95 °С и со скоростью 1,5-2,5 %/мин вносили нитрат гидразина до концентрации 0,2 моль/л при интенсивном перемешивании. Реакционную суспензию термостатировали при температуре 85-95 °С в режиме перемешивания и выдерживали в течении 1-2 часов. В результате осаждения получали гранулированные частицы металлического палладия с размером 10-100 мкм.

Особенность подхода заключается в использовании аминокислотной кислоты, что позволяет количественно осадить палладий в виде металла, исключая образование труднорастворимых соединений, таких как гидразинаты и азиды палладия, представляющих собой объемный плохо фильтруемый осадок, захватывающий  $\gamma$ -активные компоненты маточного раствора.

Предлагаемый способ извлечения палладия является совместимым с основной технологией переработки ОЯТ, отличается простотой аппаратного оформления и обеспечивает степень извлечения палладия более 99,3 % при коэффициенте очистки от  $\gamma$ -активных компонентов на уровне  $10^5$ - $10^6$ .

## СИСТЕМА КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЕЙ НА ОСНОВЕ КАРБОНОВЫХ КИСЛОТ ДЛЯ СТАБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНОГО РАФИНАТА ПРИ УПАРИВАНИИ

А.Ю. Жабин, А.С. Дьяченко

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Красноярского края,  
atomlink@mcc.krasnoyarsk.su*

В результате гидрометаллургической переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) накапливается значительное количество высокоактивного рафината, содержащего в своем составе элементы, образующие нерастворимые соединения переменного состава, который принято упаривать перед отверждением. Исключить образование твердой фазы в процессе упаривания представляется возможным внесением комплексообразователей.

Целью работы являлось увеличение кратности упаривания рафината экстракционной переработки ОЯТ более 5 на растворах модельного состава. При решении поставленной задачи была использована система комплексообразователей на основе аминокислотной (АУК) и лимонной (ЛК) кислот. Модельный раствор имитировал компоненты продуктов деления и коррозии высокоактивного рафината при концентрации азотной кислоты 0,7 моль/л и содержал осадкообразующие элементы в количестве соответствующем реальному продукту: Мо - 0,18 г/л; Zr - 0,2 г/л; La - 0,65 г/л; Cr - 0,12 г/л; Ва - 1,6 г/л; Sr - 0,95 г/л; Pd - 1,0 г/л; Ru - 0,1 г/л; Ag - 0,08 г/л; Fe - 0,3 г/л; Ni - 0,19 г/л. При сокращении объема модельного раствора без внесенных добавок в три раза в продукте отмечали образование мелкодисперсного осадка. По данным рентгенофлуоресцентного анализа основой образовавшейся твердой фазы являются соединения бария с незначительным количеством циркония и молибдена. При внесении АУК, взятой в трехкратном мольном избытке к присутствующему в растворе молибдену кратность упаривания до появления твердой фазы составила 9. В случае дополнительного введения совместно с АУК ЛК, взятой в мольном соотношении к суммарному количеству циркония и железа 1:1, кратность упаривания повысилась до 11. Установлено, что ограничивающим фактором увеличения кратности упаривания являлась кислотность выше 8 моль/л.

Полученные результаты позволяют заключить, что незначительные количества АУК и ЛК позволяли стабилизировать процесс упаривания при сокращении объема раствора до 11 раз, что определяет перспективность и техническую реализуемость приема для целей сокращения объемов азотнокислых ВАО.

**РАЗРАБОТКА ЗАМКНУТОГО ЯТЦ  
ПРОМЫШЛЕННОГО ЭНЕРГОКОМПЛЕКСА НА БАЗЕ  
РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ**

**А.А. Жеребцов<sup>1)</sup>, Ю.С. Мочалов<sup>1)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>1)</sup>, Ю.П. Зайков<sup>1)</sup>,  
М.К. Горбачев<sup>1)</sup>, К.А. Соколов<sup>2)</sup>, В.А. Кислый<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Частное учреждение «ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва, Россия,*

*<sup>2)</sup> – АО «ЦПТИ», Москва, Россия,*

*<sup>3)</sup> – ООО НПФ «Сосны», Димитровград, Россия*

Замыкание ЯТЦ на базе реакторов на быстрых нейтронах является одним из приоритетных направлений развития ядерной энергетики в мире. Ключевой задачей при замыкании ЯТЦ является комплексное обеспечение безопасности, конкурентоспособности и экологичности, без которых не возможно развитие ядерной энергетики.

Целью обликового проекта выполняемого в рамках проектного направления «Прорыв» является разработка технологических и проектно-конструкторских решений замыкания ядерного топливного цикла для Промышленного энергокомплекса состоящего из:

- ЭБ с реакторными установками мощностью 1200 МВт;
- комплекса производства ядерного топлива;
- комплекса по переработке отработанного ядерного топлива;
- комплекса по обращению с РАО.

В рамках обликового проекта выполнены:

- разработка унифицированных технологических линий по изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива;
- разработка технологических основ переработки уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива и кондиционирования РАО;
- оптимизация состава технологических потоков для снижения радиоактивности захораниваемых отходов;
- разработка проектных решений обликового проекта ЗЯТЦ для ПЭК в составе зданий и сооружений производств замкнутого топливного цикла;

В результате выполнения обликового проекта продемонстрированы преимущества применяемого подхода и показаны пути дальнейшей оптимизации.

## ОПТИМИЗАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ НАНЕСЕНИЯ ЛЮМИНОФОРНЫХ ПОКРЫТИЙ НА ТРИТИЕВЫЕ РИС

Е.В. Зеленина<sup>1,2)</sup>, В.В. Бахметьев<sup>1)</sup>, М.М. Сычев<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – *Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет), кафедра теоретических основ материаловедения*

<sup>2)</sup> – *АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»  
e-mail: elena.v.zelenina@gmail.com*

При создании твердотельных радиолюминесцентных источников света (ТРИС), прочные и тонкослойные люминофорные покрытия способны обеспечить максимально тесный контакт люминофора с тритированной матрицей-носителем, что является важнейшим условием для повышения эффективности ТРИС. Также важной задачей для ТРИС является подбор оптимальной толщины люминофорного покрытия, обеспечивающей максимальную яркость свечения – слишком тонкое покрытие не обеспечит достаточной яркости, а слишком плотное покрытие поглотит весь поток электронов. При этом покрытие должно быть достаточно равномерным, чтобы покрыть всю поверхность источника и обеспечить равномерность свечения. Поэтому разработка методики нанесения прочных и равномерных люминофорных покрытий регулируемой толщины является важной и актуальной задачей.

Была проведена серия экспериментов по разработке методики нанесения люминофорных покрытий на стеклянные подложки путем осаждения из водной суспензии. В качестве связующего использовалось калиевое жидкое стекло. Для ускорения процесса закрепления частиц люминофора на подложке использовался электролит – коагулятор  $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$ . Экспериментальным путем были установлены оптимальные концентрации связующего и коагулятора, в составе суспензии. Оптимизированная методика позволила получить прочные и равномерные катодолуминофорные покрытия на подложках без использования дополнительных диспергаторов. Были получены образцы люминофорных покрытий различной толщины (различной поверхностной плотности). Установлено, что в технологии изготовления ТРИС люминофорный слой может быть нанесен непосредственно на тритиевый источник. При испытаниях на тритиевом источнике активностью в 1 Кюри были сняты спектры люминесценции и установлена оптимальная толщина люминофорного покрытия.

**СМЕШАННОЕ ОКСИДНОЕ ТОПЛИВО С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ  
РЕГЕНЕРИРОВАННЫХ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ  
"ТЕПЛОВЫХ" РЕАКТОРОВ: НОВЫЕ ПОДХОДЫ**

**Б.Я. Зильберман<sup>1)</sup>, Н.В. Ковалев<sup>1)</sup>, А.Б. Синюхин<sup>1)</sup>, Н.Д. Голецкий<sup>1)</sup>,  
Д.В. Рябков<sup>1)</sup>, А.С. Кудинов<sup>1)</sup>, В.Н. Алексеенко<sup>2)</sup>, Е.С. Скурыдина<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург  
zby@mail.ru*

<sup>2)</sup> – *ФГУП ФЯО «Горно-химический комбинат», г. Железногорск*

Основным направлением обращения с ОЯТ в России является разработка перспективных ядерных технологий, обеспечивающих создание двухкомпонентной ядерно-энергетической системы с тепловыми и быстрыми реакторами, работающими в замкнутом ЯТЦ. Однако в первой половине XXI реакторы с тепловым спектром нейтронов типа ВВЭР будут являться основой ядерно-энергетической системы. Рециклирование регенерированных урана и плутония в тепловых реакторах обеспечивает более эффективное использование ядерного топлива и приводит к значительному снижению объемов хранимого (захораниваемого) ОЯТ по сравнению с открытым циклом на основе топлива с низкообогащенным ураном.

В работе рассмотрены варианты смешанного оксидного топлива с использованием регенерированных материалов для тепловых реакторов. Предложен новый подход, который заключается в раздельном рециклировании регенерированных урана и плутония. В отличие от известного МОКС-топлива, композиция, содержащая плутоний смешивается с обогащенным природным ураном и позволяет проводить 100% загрузку активной зоны реакторов ВВЭР-1000/1200 при глубине выгорания, эквивалентной стандартному уран-оксидному топливу, или при максимальном выгорании. Данный вид топлива получил название МИКС-Б. Композиция, содержащая регенерированный уран, отдельно используется в топливном цикле как топливо из обогащенного регенерированного урана (ОРУ).

Приводятся результаты нейтронно-физических расчетов зоны реактора при различном содержании первичного регенерированного плутония в сочетании с необходимым количеством обогащенного урана. Рассмотрены вопросы циклирования вторичных ядерных материалов и их последующей утилизации.

Использование предлагаемого ЯТЦ представляется привлекательным в предстоящий 40-летний период до массового использования РБН в энергетике, для загрузки которых будет привлечен вторичный плутоний, выделенный при переработке ОЯТ МИКС-Б.

**ВЫПАРНЫЕ ПРОЦЕССЫ С ПОНИЖЕНИЕМ КИСЛОТНОСТИ  
И/ИЛИ РАЗРУШЕНИЕМ НИТРАТА АММОНИЯ ДЛЯ  
ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ ОСАДКООБРАЗОВАНИЯ И ОБЕСПЕЧЕНИЯ  
ВЗРЫВО-ПОЖАРО-БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ АЭС**

**Б.Я. Зильберман<sup>1)</sup>, А.Ю. Николаев<sup>1)</sup>, К.В. Костромин<sup>2)</sup>, Н.А. Дедов<sup>1)</sup>,  
Д.В. Рябков<sup>1)</sup>, И.В. Блажева<sup>1)</sup>, Е.В. Андреева<sup>1)</sup>, Е.А. Камаева<sup>1)</sup>,  
Н.Е. Мишина<sup>1)</sup>, Н.Г. Фирсин<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург,  
Deadoff@khlopin.ru*

*<sup>2)</sup> – АО «СвердНИИхиммаш», Екатеринбург*

Одним из приемов при локализации опасных отходов, применяемых в радиохимической технологии, является их предварительное концентрирование упариванием с отгонкой и регенерацией летучих кислот, однако это не предотвращает осадкообразования, если таковое имеет место при повышенной концентрации одноименного аниона, или пожаро-взрывоопасности на этой и последующих операциях, если имеется такое ограничение. В этом отношении показательны нитратные среды, характеризующиеся осаждением нитратов щелочноземельных металлов и ограничением содержания нитрата аммония перед передачей на термическое отверждение отходов.

В обоих случаях полезным является декомпозиция азотной кислоты или нитрата аммония, которые проводят обычно в периодическом или полупериодическом режиме под атмосферным давлением [1]. Нами разработаны и испытаны на стенде процессы их непрерывного разрушения на 85% с помощью растворов формальдегида (формалина) в чистом виде или с добавками муравьиной кислоты непосредственно в кубе выпарного аппарата с выносной греющей камерой, таким образом кубовое пространство превращается в проточный реактор. Изучается механизм этих процессов путем проведения балансовых испытаний на автоматизированных стендах различной производительности. Для предотвращения выпадения молибдата циркония подыскиваются подходящие комплексоны. Реализация этого метода предусмотрена в схеме ОДЭК ПЯТЦ (проект «ПРОРЫВ»).

Предотвращение осадкообразования эффективно осуществляется также при использовании прямоточного выпарного аппарата с нисходящим потоком в греющей камере, где при высокой кратности упаривания, лимитируемой условиями входа парожидкостной эмульсии в сепаратор, концентрация кислоты во вторичном паре выше равновесной. Разрабатывается возможность разбавления кубового раствора водой при повышении кратности упаривания сверх проектной по схеме ОДЦ, предусматривающей экстракцию части азотной кислоты в головном экстракторе с понижением ее содержания в высокоактивном рафинате.

**ДИНАМИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ  
ВОССТАНОВИТЕЛЬНОЙ РЕЭКСТРАКЦИИ ПЛУТОНИЯ  
КАРБОГИДРАЗИДОМ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К УСЛОВИЯМ  
АФФИНАЖНОГО ОТДЕЛЕНИЯ ЗАВОДА РТ-1**

**К.А. Кадочигов<sup>1)</sup>, С.А. Лукин<sup>1)</sup>, А.Н. Машкин<sup>1)</sup>, В.И. Волк<sup>2)</sup>,  
Ю.А. Ворошилов<sup>1)</sup>, А.И. Широков<sup>1)</sup>, Р.Н. Хасанов<sup>1)</sup>, В.С. Ермолин<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ФГУП «ПО «МАЯК», г. Озёрск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)*

*<sup>2)</sup> – ГНЦ РФ АО «ВНИИИМ им. ак. А.А. Бочвара», г. Москва*

В настоящее время в процессах экстракционного аффинажа плутония на операции реэкстракции в качестве реэкстрагента используется серная кислота. Современная переработка рафинатов аффинажного отделения методом упаривания с последующим остекловыванием кубовых остатков требует отсутствия коррозионно-опасных агентов в его составе, поэтому ставится вопрос об отмене использования серной кислоты и замене её на другой реагент. На сегодняшний день в качестве альтернативы серной кислоте рассматривается бессолевой восстановитель – карбогидразид  $(\text{NH}_2\text{NH})_2\text{CO}$ .

Целью данной работы являлась проверка и уточнение технологических параметров для реализации процесса реэкстракции плутония карбогидразидом в динамических условиях применительно к условиям аффинажного отделения завода РТ-1.

Динамические испытания проводили на лабораторном стенде, состоящем из трёх экстракционных блоков типа «смеситель-отстойник» и включающем следующие операции: экстракционное извлечение плутония, слабокислая промывка экстракта, восстановительная реэкстракция плутония и содовая регенерация оборотного экстрагента. В качестве исходного раствора использовали азотнокислый раствор плутония, в качестве экстрагента – 30 % об. раствор ТБФ в н-парафинах фракции С<sub>13</sub>. По ходу испытаний производили корректировку составов и расходов некоторых потоков реагентов с целью достижения полной реэкстракции плутония и исключения осадкообразования.

В результате на конечном этапе работы степень реэкстракции плутония превысила 99 %. Достигнута степень концентрирования плутония относительно потока питания - 10 раз. Определены оптимальные условия, обеспечивающие стабильность системы.

В целом проверенная технологическая схема признана вполне работоспособной, что говорит о возможности реализации данного процесса на действующем производстве.

## СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕРМИЧЕСКОЙ СТАБИЛЬНОСТИ АНИОНООБМЕННЫХ СМОЛ В НИТРАТНОЙ ФОРМЕ

**В.В. Калистратова<sup>1)</sup>, А.В. Родин<sup>1,2)</sup>, В.В. Милютин<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – *ИФХЭ РАН, Москва, vera.kalistratova@gmail.com*

<sup>2)</sup> – *ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

Ионообменные смолы находят широкое применение в радиохимии для разделения и очистки веществ. Часто процессы с использованием ионообменных смол проводятся при относительно высоких температурах (до 80 °С) в сильноокислых азотнокислых средах. Особенный интерес представляют винилпиридиновые аниониты, которые используются, в частности, для извлечения плутония из растворов азотной кислоты с концентрацией до 8 моль/дм<sup>3</sup>. В настоящее время проводятся работы по синтезу новых марок сорбентов, взамен переставших выпускаться, поэтому было важно установить особенности термического разложения нескольких марок анионитов, содержащих в своем составе пиридиновую группу.

В данной работе были получены зависимости теплового потока и изменения массы от температуры, и проведено сравнение четырёх марок анионообменных смол: ВП-1АП, ВП-3АП, ВПА, АМП.

Полученные в ходе экспериментов данные свидетельствуют о протекании ряда экзотермических реакций окисления в различных температурных областях, что позволяет выделить несколько стадий термического разложения смол. Для всех рассмотренных сорбентов характерны экзотермические тепловые эффекты, связанные с окислением нитрат-ионами – эти реакции соответствуют интервалам температур от 180 до 300 °С, при этом имеют разные величины тепловых эффектов. Сорбент ВПА, являющийся аналогом ВП-3АП, проявляет соответственно и схожую картину процессов разложения. Отмечено, что для АМП наблюдается наибольший тепловой эффект в области температур от 180 до 250 °С.

Основываясь на полученных экспериментальных данных можно сделать вывод, что наибольшую опасность при проведении процессов сорбции в определённых условиях могут представлять сорбенты ВП-3АП и его аналог ВПА, далее ВП-1АП и АМП.



## НОВЫЕ ТЯЖЕЛЫЕ ФТОРИРОВАННЫЕ РАЗБАВИТЕЛИ ДЛЯ ДИАМИДОВ ДИГЛИКОЛЕВОЙ КИСЛОТЫ

**Е.В. Кенф, Л.И. Ткаченко**

*АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина», Санкт-Петербург  
E.V.Kenf@khlopin.ru*

Диамиды дигликолевой кислоты являются одним из наиболее известных классов экстрагентов, предложенных для выделения актинидов(III) из ВАО. Ранее нами была разработана технологическая схема выделения Am с использованием экстрагента N,N,N',N'-тетраоктилдигликольамид (TODGA) в мета-нитробензотрифториде (F-3) [1]. Данная система отвечает всем технологическим требованиям, однако ее недостатком является токсичность разбавителя F-3. Поэтому был продолжен поиск нового менее токсичного разбавителя для дигликольамидов.

Были исследованы следующие разбавители: фенил-трифторметилсульфон (FS-13), 2,2,3,3,4,4,5,5,6,6,7,7-додекафторгептиловый спирт (DDFH), 1,1,2,2,8,8,9,9-октафтор4,6-диоксанонан (Formal-1). Были получены данные по извлечению Am и Eu из азотнокислых растворов и изотермы экстракции Nd из 3M HNO<sub>3</sub>. На основании полученных результатов самым перспективным из рассмотренных разбавителей нами был признан разбавитель Formal-1.

Поскольку емкость системы TODGA – Formal-1 ниже теоретической, нами было принято решение о замене экстрагента TODGA на экстрагент того же класса N,N,N,N'-тетрагексилдигликольамид (THDGA). Система THDGA – Formal-1 обладает высокими емкостными характеристиками, а также обеспечивает эффективное извлечение актинидов и РЗЭ из рафинатов PUREX-процесса.

Была проведена проверка возможности использования экстракционной системы на основе THDGA в полярном фторированном разбавителе Formal-1 для выделения фракции актинидов (III) из ВАО и очистки их от лантанидов и определены оптимальные условия их разделения на стадии реэкстракции.

[1]. DYNAMIC TEST OF EXTRACTION PROCESS FOR AMERICIUM PARTITIONING FROM THE PUREX RAFFINATE / L. Tkachenko, E. Kenf, V. Babain, M. Alyapyshev, M. Logunov, Yu. Voroshilov, V. Vidanov, A. Shadrin, D. Zverev / International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, 26–29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation, paper CN245-228.

## РАЗРАБОТКА СИСТЕМНОГО ПОДХОДА ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧИ ПЕРЕРАБОТКИ РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ОЯТ АСММ

А.С. Кудинов, Н.Д. Голецкий, Б.Я. Зильберман, А.А. Мурзин,  
М.М. Металиди, Н.В. Ковалев

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург,  
kudinov@khlopin.ru*

Атомные станции малой мощности (АСММ) общеэнергетического назначения – одно из стратегических направлений научно-технологического развития ГК «Росатом». При этом в число ключевых требований потенциальных Заказчиков к АСММ входит референтность технологических решений, реализуемых на АСММ на всех стадиях жизненного цикла, включая этапы обращения с ОЯТ. На данный момент в России и в мире нет универсальных технологий и технологических решений, а также предприятий, подготовленных к обращению с таким ОЯТ.

Сложность обращения с ОЯТ связана с такими аспектами как большое разнообразие топливных композиций (ТК), подлежащих переработке, обусловленное наличием различных типов реакторных установок (РУ) для АСММ; выгорание топлива до 120–150 ГВт·сут/т U при длительности топливной кампании 10–15 лет при стартовом обогащении до 20%  $^{235}\text{U}$ , что необходимо для обеспечения конкурентоспособности АСММ; незначительный вклад в накопление отработавшего топлива в хранилищах (на 10 ГВт установленной мощности будет образовываться ~200 т ОЯТ АСММ), что делает на старте создание специализированных мощностей для переработки такого топлива экономически не выгодным.

Для обеспечения экономически оправданной переработки ОЯТ АСММ предлагается максимально использовать возможности действующих (ПО «Маяк») или проектируемых (ОДЦ «ГХК») производств по переработке ОЯТ за счет комплектации ОТВС различного обогащения и выгорания со штатным топливом для их совместной переработки. Этот принцип был успешно ранее реализован по отношению к мелкосерийному ОЯТ реакторов АМБ и АМ для организации его переработки вместе с ОЯТ ВВЭР-440 в рамках существующей инфраструктуры комплекса РТ-1. Тогда проблема переработки ОЯТ АСММ сводится либо к разработке универсального процесса растворения, либо к подбору нескольких вариантов растворения из уже существующих технологических решений с их незначительной доработкой.

Из-за отсутствия в настоящий момент наработанного ОЯТ АСММ, если не считать корабельных установок, включая экспериментальные, отработку основных технологических решений и сквозные испытания технологии в горячих камерах предполагается вести с использованием аналогового ОЯТ исследовательских реакторов (ИР) различного типа.

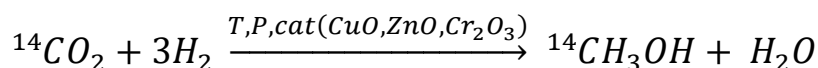
## РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ СТЕНДА И ОПТИМИЗАЦИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ СИНТЕЗА $^{14}\text{C}$ -МЕТАНОЛА

А.Л. Кудряшов, Д.В. Астапова, И.А. Вяткин, Е.И. Злоказова

*АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный, Россия  
rtd@inm-rosatom.ru*

В рамках работ по расширению перечня производимых соединений, меченных  $^{14}\text{C}$ , было освоена технология производства  $^{14}\text{C}$ -метанола.

За основу взят метод синтеза метанола из углекислого газа и водорода на медь-цинк-хромовом оксидном катализаторе при температуре до  $250\text{ }^\circ\text{C}$  и давлении не более 10 МПа.



Метод адаптирован для синтеза малых количеств  $^{14}\text{C}$ -метанола с учетом особенностей работы с соединениями, мечеными радионуклидами.

В ходе работы были подобраны оптимальные условия для синтеза  $^{14}\text{C}$ -метанола в количестве от 1 до 5 Ки: проведены эксперименты с различными катализаторами, в том числе с полученным в лабораторных условиях; определены температурные режимы.

Исследована эффективность нескольких влагопоглотителей и режимов осушки полученного метанола.

Разработанное аппаратное оформление позволяет совместить в едином контуре все необходимые технологические операции: порционирование исходных газов, синтез, разделение продуктов реакции и непрореагировавших исходных веществ, осушка и фасовка метанола. В конструкции стенда используются мембранные клапаны и фитинги типа VCR с натеканием не более  $1 \times 10^{-9}$  станд. см<sup>3</sup>/с.

Отработана технология пробоподготовки для контроля содержания воды методом газовой хроматографии, а также радиохимической чистоты методом ВЭЖХ с использованием жидкостного сцинтилляционного проточного радиодетектора  $\beta$ -RAM.

Разработанная технология обеспечивает выход  $^{14}\text{C}$ -метанола 85–90% (с учетом осушки) с РХЧ на уровне  $\geq 99\%$  и содержанием воды  $\leq 5\%$ .

**ПОДГОТОВКА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ КОРПУСА «Ж»  
АО «ВНИИНМ»**

**А.Ю. Кузнецов, С.В. Белоусов, Е.Ю. Анциферова, А.Л. Котов,  
И.И. Верещагин, А.Е. Ефремов, С.В. Хлебников**

*АО «ВНИИНМ», Москва, A\_Quznetsov@mail.ru*

Работы по реабилитации территории АО «ВНИИНМ» затрагивают не только действующие объекты института, но и ранее остановленные и законсервированные объекты. Одним из таких объектов является научно-производственный корпус «Ж» - одноэтажное здание площадью 923,5 м<sup>2</sup>, введенное в эксплуатацию в 1959 году.

Проведен полный комплекс мероприятий по подготовке корпуса «Ж» к выводу из эксплуатации. Разработана концепция ВЭ, определяющая конечное состояние объекта – ликвидация с реабилитацией территории застройки. Проведено удаление радиоактивных технологических сред, дезактивационные работы.

Из емкостного оборудования здания удален  $\approx 1\text{ м}^3$  радиоактивных жидких технологических сред, загрязненных изотопами плутония, америция и урана. Активность удаленных сред составила –  $6,08 \times 10^7$  Бк. Из технологического оборудования корпуса удалены твердые радиоактивно загрязненные технологические среды общим объемом 3,1 м<sup>3</sup> и суммарной активностью  $2,0 \times 10^8$  Бк.

При дезактивационных работах в корпусе был произведен демонтаж 26 единиц оборудования (включая емкостное оборудование объемом до 1,5 м<sup>3</sup>) и 98 м технологических трубопроводов. Радиоактивные загрязнения оборудования составляли:  $\alpha$ -излучающие нуклиды – до 200 част/см<sup>2</sup>×мин,  $\beta$ -излучающие нуклиды – до 5000 част/см<sup>2</sup>×мин,  $\gamma$ -излучающие нуклиды – до 2 мкЗв/ч. Применение современных малоотходных технологий дезактивации позволило полностью дезактивировать 23 единицы оборудования и 84 пог. м трубопроводов. Всего при проведении работ по подготовке корпуса «Ж» к выводу из эксплуатации из него удалено 7,2 м<sup>3</sup> РАО, суммарной активностью  $2,78 \times 10^8$  Бк.

Разработан проект вывода из эксплуатации корпуса «Ж» и материалы обоснования лицензии (включая материалы оценки воздействия на окружающую среду), получившие положительное заключение государственной экологической экспертизы.

**ОБОСНОВАНИЕ КОРРОЗИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ  
ТЕХНОЛОГИИ ПРОЦЕССА ПЕРЕРАБОТКИ  
УРАН-ЦИРКОНИЕВОГО ОЯТ ПРИМЕНИТЕЛЬНО  
К ОБОРУДОВАНИЮ ЗАВОДА РТ-1**

**М.А. Литвинова, К.И. Карезин, А.А. Мальцев,  
В.П. Леликов, В.С. Ермолин**

***ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [cpl@po-mayak.ru](mailto:cpl@po-mayak.ru)***

С целью осуществления процесса переработки уран-циркониевого отработавшего ядерного топлива (далее – ОЯТ) на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк» была проведена исследовательская работа по оценке перспективности и безопасности применения химического и комбинированного (электрохимического и химического) способов растворения данного типа топлива.

Коррозионные исследования конструкционных материалов (далее – КМ) аппаратов-растворителей при химическом растворении осуществляли в реальных и имитационных азотно-фторидных растворах. Проведённые исследования показали возможность проведения химического растворения ОЯТ только в аппаратах-растворителях из сплава марки 46ХНМ. Скорость коррозии при этом составляла не более 0,5 мм/год. Для переработки уран-циркониевого ОЯТ с применением комбинированного способа разработан аппарат электрохимического растворения (далее – АЭХР), корпус которого выполнен из стали марки 12Х18Н10Т, имеющий щелевую геометрию, скошенное дно и паровую рубашку, расположенную в нижней части аппарата. Во внутреннюю часть корпуса АЭХР помещаются танталовые катод и анодная корзина с уран-циркониевой облучённой тепловыделяющей сборкой. Коррозионные исследования КМ в процессе комбинированного способа растворения уран-циркониевого ОЯТ показали, что в этих условиях скорости коррозии тантала и стали марки 12Х18Н10Т составили не более 0,01 мм/год и 0,11 мм/год, соответственно. В качестве альтернативы стали марки 12Х18Н10Т в этих же условиях были проведены коррозионные испытания сплава марки 46ХНМ и получена скорость коррозии со значением не более 0,01 мм/год. В ходе коррозионных исследований было установлено, что уран, присутствующий в технологических растворах и являющийся элементом переменной валентности, оказывает негативное воздействие на скорости коррозии КМ, увеличивая их в три раза по сравнению со значениями, полученными в имитационных растворах. Результаты проведённых исследований свидетельствуют о возможности как химического, так и комбинированного способов растворения уран-циркониевого ОЯТ, однако в дальнейшем при переработке данного типа топлива в промышленном масштабе необходимо разработать систему периодического контроля коррозионного состояния эксплуатируемого технологического оборудования.

**РЕГЕНЕРАЦИЯ СЕРЕБРА ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ  
АКТИНОИДСОДЕРЖАЩИХ РАСТВОРОВ В ТЕХНОЛОГИИ  
ПЕРЕОЧИСТКИ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ  
МОКС-ПРОИЗВОДСТВА**

**И.А. Меркулов, А.Ю. Жабин, А.С. Дьяченко, Г.А. Апальков,  
В.А. Григорьева**

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск, [atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)*

В технологии перочистки диоксида плутония МОКС-производства серебро, используемое на стадии растворения исходного продукта, выводится из технологической схемы в составе ВАО, представляющих собой рафинат экстракционного передела. Для снижения затрат актуальной задачей является отделение серебра от продуктов деления и возврат в голову процесса. Извлечение серебра проводили путем его перевода в глицинатные комплексы с восстановлением карбогидразидом. Серебросодержащий технологический продукт нейтрализовали раствором NaOH до pH 0,8-1,0. Вносили аминокусусную кислоту до мольного отношения к азотной кислоте 1,4-3,6, что позволяет поддерживать pH раствора 1,5-2,5. Реакционную смесь нагревали до 60-80°C, термостатировали и вводили карбогидразид в мольном соотношении к серебру (0,5-1):1. Процесс вели в течение часа при перемешивании барботажем воздуха. В результате получали быстро оседимый осадок металлического серебра в виде гранулированных частиц размером 200-500 мкм с выходом серебра в осадок более 99,8 %. Осадок растворяли в азотной кислоте с концентрацией 410 г/л с получением раствора серебра 100 г/л с коэффициентом очистки от америция более  $3,1 \times 10^4$ . Для максимально полного извлечения серебра декантат (фильтрат) пропускали со скоростью потока 7 к.о./ч. через термостатируемую при 82 °C колонку, заполненную платино-циркониевым катализатором, содержащем 0,1-0,5 % масс. циркония и 0,01-0,1 % масс. платины в виде металлов на поверхности оксида алюминия. Одновременно в зону смешения колонны подавали вспомогательный поток раствора карбогидразида при скорости подачи 0,5 к.о./ч. Таким образом, осаждали металлическое серебро в виде компактного осадка на каталитически активной поверхности коллектора. Отделение более 99,9 % выделенного серебра из зернистого слоя насадки было достигнуто промывкой колонны азотной кислотой с концентрацией 380 г/л при скорости потока 7 к.о./ч и температуре 70 °C. Полученный концентрат содержал серебро на уровне 10,3 г/л, а активность америция составила менее предела обнаружения прибора. Разработанное комплексное решение позволяет извлечь серебро из рафината экстракционного передела до остаточной концентрации менее 0,03 мг/л.

## ОСВЕТЛЕНИЕ МОДЕЛЬНОЙ СУСПЕНЗИИ НА МОДИФИЦИРОВАННОМ НАСЫПНОМ ФИЛЬТРЕ

И.А. Меркулов<sup>1)</sup>, С.А. Парецкова<sup>1)</sup>, А.Ю. Жабин<sup>1)</sup>, В.Н. Алексеенко<sup>1)</sup>,  
В.И. Волк<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – ФГУП «ГХК», г. Железногорск, E-mail:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

<sup>2)</sup> – АО «ВНИИНМ», г. Москва

В рамках реализованного на ОДЦ ФГУП «ГХК» процесса переработки ОЯТ проведена оценка работоспособности устройства освещения с несвязанной фильтрующей перегородкой, так называемого насыпного фильтра (НФ) являющейся инновационной разработкой АО «ВНИИНМ» (патент РФ № 2 583 811, опубл. 10.05.2016 Бюл. №13).

Устройство освещения выполнено в виде вертикального аппарата с корпусом переменного диаметра и дренажно-распределительным узлом. Корпус аппарата состоит из разъемных сегментов. Три сегмента нижней части выполнены в виде усеченного конуса, верхний сегмент – в виде цилиндра. Загрузка зернистого слоя металлоферрического порошка из нержавеющей стали марки ПРОХ18Н10 с размером фракций от 0,4÷1 мм выполнена в виде слоев с нарастающим сверху вниз размером зерна. Внутренний объем аппарата составил 2000 мл, объем насадки – 1800 мл. Освещение исходного раствора достигалось прохождением восходящего потока через фильтрующий слой насадки с плавным бесступенчатым уменьшением межзерновых пор. Регенерацию фильтрующей загрузки проводили восходящим потоком промывного раствора со скоростью, обеспечивающей создание «псевдооживленного слоя».

В качестве имитатора продукта кислотного растворения ОЯТ использовали модельную суспензию с содержанием твердой фазы 13,0±5 г/л, концентрацией по урану 395±5 г/л, по азотной кислоте – 15 г/л, плотность частиц дисперсной фазы суспензии составляла 4,0÷5,7 г/см<sup>3</sup>.

Определено, что максимально допустимое накопление осадка в зернистом слое насадки составляло 500±5 г. После регенерации зернистого слоя насадки отмечено снижение эффективности отделения твердой фазы из модельной суспензии на 9,0 % в результате неполной регенерации фильтрующей загрузки. При регенерации макетного НФ с промывными растворами удалено 89,0 % твердой фазы. Коэффициент очистки, полученный на макетном НФ с использованием имитатора ОЯТ, при скорости подачи суспензии 1,5 л/ч, составил 8,1.

С помощью НФ проведено удаление частиц в диапазоне 15-0,7 мкм. Работа будет продолжена с использованием зернистой загрузки с размерным спектром 0,2÷1,0 мм, что соответствует снижению межзерновой порозности и линейной скорости очищаемого потока. Оба фактора направлены на очистку потока от высокодисперсных частиц.

**СОВРЕМЕННЫЕ СОРБЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ В  
ПРИКЛАДНОЙ РАДИОХИМИИ**

**В.В. Милютин, Н.А. Некрасова, О.В. Харитонов, Л.А. Фирсова,  
Е.А. Козлитин**

*Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина,  
г. Москва  
vmilyutin@mail.ru*

В настоящей работе обобщены данные по синтезу и сорбционным характеристикам различных сорбционных материалов, используемых в настоящее время в прикладной радиохимии для извлечения различных радиоактивных элементов из растворов, при переработке жидких радиоактивных отходов, для решения радиоаналитических задачи т.д.

В качестве сорбционных материалов используются: органические ионообменные смолы, экстракционно-хроматографические материалы (ЭХМ), неорганические сорбенты. Среди ионообменных смол наибольшее распространение получили - монодисперсные сульфокатиониты для разделения радиоактивных РЗЭ и ТПЭ методом вытеснительной комплексообразующей хроматографии; фосфорсодержащие катиониты, как как отечественного так и импортного производства для выделения актинидов из азотнокислых растворов; резорцинформальдегидные сорбенты для извлечения радиоцезия из сильнощелочных сред; высокоосновные аниониты - для выделения урана из вод подземного выщелачивания и плутония из азотнокислых растворов.

Среди ЭХМ в прикладной радиохимии используются импрегнаты и ТВЭКсы на основе амидов дигликолевой кислоты (ТОГДА), а также различных фосфорорганических экстрагентов для извлечения и разделения ионов РЗЭ и ТПЭ из азотнокислых сред.

Неорганические сорбенты различных типов находят свое применение, в основном, для извлечения радионуклидов цезия и стронция из растворов. К сорбентам, проявляющих повышенную селективность к данным радионуклидам относятся: ферроцианиды переходных металлов, титаносиликаты щелочных металлов, оксиды марганца (III, IV) и др.

Приведены сведения об основных производителях сорбционных материалов, а также представлены примеры их практического использования в радиохимической практике.



## РАЗРАБОТКА АЛЬТЕРНАТИВНОГО СПОСОБА ИЗВЛЕЧЕНИЯ ЯМ ИЗ ОСАДКА МОЛИБДАТА ЦИРКОНИЯ

А.А. Мурзин<sup>1)</sup>, Н.В. Рябкова<sup>1)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>2)</sup>, К.Н. Двоеглазов<sup>2)</sup>,  
Д.С. Шляжко<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> – АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург  
aaturzin@khlopin.ru

<sup>2)</sup> – АО «ВНИИНМ», г. Москва

<sup>3)</sup> – АО «СХК», г. Северск

При растворении высоковыгоревшего отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с получением растворов, содержащих более 300 г/л по тяжелым металлам (ТМ), высока вероятность выпадения вторичных осадков, состав которых зависит от степени выгорания ядерного топлива и условий его растворения. При образовании осадка молибдата циркония в его состав включается некоторое количество плутония. Количество захваченного плутония может превысить нормы допустимых потерь ядерных материалов (ЯМ). Предложенные ранее меры по предотвращению образования осадков и проведенные модельные эксперименты показывают, что захват плутония в данных условиях незначителен, но количество захваченного плутония превышает нормы допустимых потерь ЯМ. В связи с этим данный осадок требует переработки с целью извлечения плутония и возврата его в технологический процесс. При трёхкратном переосаждении осадка содержание плутония в осадке снижается с 5-7 % до 0,01 % [1].

Эксперименты по выделению плутония из осадка Мо-Zr проводили с использованием электрогенерированного серебра (II) двумя способами:

выщелачивание плутония из полученного осадка Мо-Zr.

осаждение молибдата циркония после электрохимического окисления Pu(IV) до Pu(VI).

Выщелачивание плутония из осадка молибдата циркония при обработке суспензии раствором электрогенерированного серебра (II) не приводит к извлечению плутония из осадка. Тогда как после предварительного окисления Pu (IV) до Pu (VI) и термостатирования для формирования осадка молибдата циркония, содержание плутония в осадке не превышает 0,01 %.

Окисление плутония следует вести при высоких плотностях тока для предотвращения частичного восстановления плутония и повторного захвата его осадком.

[1]. Голецкий Н.Д., Зильберман Б.Я., Блажева И.В. и др. / Способ обращения с осадками на основе молибдена при переработке ОЯТ АЭС / Пат. РФ 2462776. Оpubл. 27.09.2012, Бюл. № 27.

## ГАЗОФАЗНАЯ КОНВЕРСИЯ ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ $UPd_3$ , $URu_3$ И $URh_3$ В ВОДОРАСТВОРИМЫЕ СОЕДИНЕНИЯ

**Ю.М. Неволин<sup>1)</sup>, А.Е. Путков<sup>1)</sup>, С.А. Кулюхин<sup>2)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>,  
А.А. Ширяев<sup>2)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, [somonka1@gmail.com](mailto:somonka1@gmail.com)

<sup>2)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва

Одной из возможных проблем переработки нитридного отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), образующегося в процессе работы реакторов на быстрых нейтронах, может стать извлечение урана из фаз  $U(Pd, Ru, Rh)_3$ , чье присутствие отмечено в ОЯТ данного типа. Перспективным решением для головной стадии переработки нитридного ОЯТ могут стать газофазные процессы волоксидации (объемного окисления) и последующего нитрирования (обработки парами  $HNO_3$ ). Изучение возможности извлечения урана из  $U(Pd, Ru, Rh)_3$  с использованием указанных процессов явилось целью данной работы.

Имитаторами фазы  $U(Pd, Ru, Rh)_3$  служили индивидуальные интерметаллиды  $UM_3$  ( $M=Pd, Ru, Rh$ ), полученные сплавлением простых веществ в дуговой печи. Первым этапом работы стала проверка возможности извлечения урана из  $UM_3$  посредством прямого нитрирования в атмосфере « $HNO_3$ (пар)-воздух» при  $T = 70-150$  °C и  $P = 1,3-2$  атм. Показано, что в случае  $UPd_3$  наблюдается образование водорастворимых соединений урана. Конверсия  $URu_3$  и  $URh_3$  в водорастворимые соединения урана при этом не наблюдалась. В рамках второго этапа работ проводили окисление  $UM_3$  на воздухе с последующим нитрированием в атмосфере « $HNO_3$ (пар)-воздух». Показано, что основными продуктами окисления  $UPd_3$  при 550-800 °C являются  $U_3O_8$  и  $PdO$ . Окисление при 800-1200 °C приводит к образованию  $U_3O_8$  и  $Pd$ . Окисление  $URu_3$  при 550-800 °C сопровождается образованием  $RuO_2$ . Фаз, содержащих уран, при этом не наблюдается. Продуктами окисления  $URu_3$  при 800-1200 °C являются  $RuO_2$  и  $U_3O_8$ . Нитрирование продуктов окисления  $UPd_3$  и  $URu_3$  приводит к получению водорастворимых соединений урана со степенью конверсии 60-100%, при этом величина степени конверсии не зависит от температуры окисления. При окислении  $URh_3$  при 550-900 °C наблюдается аморфизация образца, индивидуальные фазы урана и родия не обнаруживаются. Окисление  $URh_3$  при 900-1100 °C приводит к появлению фаз неизвестной структуры. Дальнейший подъем температуры до 1200 °C приводит к получению  $U_3O_8$  и  $Rh$ . Степень конверсии по урану продуктов окисления  $URh_3$  в нитрирующей атмосфере при этом сильно зависит от температуры окисления и достигает 100% лишь при конверсии продуктов окисления, полученных при 1200 °C.

**ИЗВЛЕЧЕНИЕ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ И АКТИНИДОВ  
ТВЁРДЫМИ ЭКСТРАГЕНТАМИ НА ОСНОВЕ  
ФОСФОРОРГАНИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ**

**Н.А. Некрасова, В.В. Милютин**

***ФГБУН Институт физической химии и электрохимии  
им. А.Н.Фrumкина РАН (ИФХЭ РАН), 119071, г. Москва, Ленинский  
проспект, д.31, корп.4.  
nnekrassova@gmail.com***

В данной работе были исследованы сорбционные свойства твердых экстрагентов (ТВЭКСов) на основе различных фосфорорганических соединений (ТБФ, ФОР, Д2ЭГФК, а также их смесей) по отношению к ионам РЗЭ и актинидам в азотнокислых средах. В качестве объектов исследования были выбраны образцы ТВЭКСов, синтезированные российской компанией «Аксион-РДМ», г. Пермь: ТВЭКС-ТБФ, ТВЭКС-ФОР, ТВЭКС-Д2ЭГФК и ТВЭКС-22 (с экстрагентом на основе Д2ЭГФК с добавлением ФОР и ТБФ).

Для этих ТВЭКСов были сняты зависимости коэффициентов распределения ( $K_d$ ) микроколичеств РЗЭ ( $^{152}\text{Eu}$ ) и статической обменной ёмкости по U(VI) и Th(IV) от концентрации азотной кислоты.

Полученные результаты показывают, что все исследованные ТВЭКСы способны извлекать РЗЭ только из слабокислых сред (до 0,1 моль/дм<sup>3</sup> HNO<sub>3</sub>).

В случае извлечения U(VI) значение статической ёмкости для ТВЭКС-ТБФ при увеличении концентрации азотной кислоты от 0,5 до 6,0 моль/дм<sup>3</sup> плавно возрастает с 20 до 50 мг/г. А для остальных ТВЭКСов зависимость статической ёмкости от кислотности обратная, но абсолютные значения достигают значений 120 и 100 мг/г соответственно.

Полученные зависимости статической ёмкости исследованных ТВЭКСов по Th(IV) от концентрации HNO<sub>3</sub> показывают, что максимальной ёмкостью обладают ТВЭКС-22 и ТВЭКС-ФОР. Абсолютные значения с увеличением концентрации HNO<sub>3</sub> изменяются от 70 до 80 мг/г для ТВЭКС-22 и от 90 до 70 мг/г для ТВЭКС-ФОР.

Проведённые исследования позволяют сделать заключение, что ТВЭКС-22 на основе смеси экстрагентов несколько превосходит по своим сорбционным характеристикам ТВЭКСы, содержащие эти экстрагенты по отдельности.

## КОЭФФИЦИЕНТЫ АКТИВНОСТИ НИТРАТА УРАНИЛА И АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ В СМЕШАННЫХ РАСТВОРАХ

С.Ю. Нехаевский, А.В. Очкин

*Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева, Москва. E-mail: 1301796@mail.ru*

Переработка отработавшего топлива ядерных реакторов проводится с помощью ПУРЕКС-процесса с использованием экстракции три-н-бутилфосфатом из углеводородного разбавителя. Расчет равновесия в таких системах необходим для описания работы экстракционных каскадов при переработке отработавшего топлива (см., например, [1]). необходимо активностей в смешанной подсистеме  $\text{H}_2\text{O}-\text{HNO}_3-\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ .

Экспериментальные данные для данной системы даны в [2]. В работе [3] проведен расчет  $a_{\text{ac}}$  с использованием уравнений Микулина [4]:

$$\gamma_1 = v_1 \cdot \gamma_1^* \cdot m_1^* / (v_1 \cdot m_1 + v_2 \cdot m_2) \quad (1)$$

где  $\gamma_1$  и  $\gamma_2$  – коэффициенты активности электролитов 1 и 2 в смешанном растворе с активностью воды  $a_w$ ,  $\gamma_1^*$  и  $\gamma_2^*$  – их же коэффициенты активности в изоэстических растворах с той же активностью воды  $a_w$ .

Сравнение данных [2,3] показало, что среднее различие между ними составляет примерно 3,3 %. Т.е. расчет по уравнениям Микулина, может быть использован для определения коэффициентов активности нитрата уранила и азотной кислоты в смешанных растворах. В постере приведены уравнения для расчета.

[1]. Зильберман Б.Я., Федоров Ю.С., Пузиков Е.А., Блажева И.В. Препринт РИ-264. Санкт-Петербург: Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, 2009.

[2]. Davis W. et al. // J. Phys. Chem. 1965. Vol. 69. P. 1904–1914.

[3]. А. В. Очкин, А. О. Меркушкин, С. Ю. Нехаевский, Е. А. Тюпина. // Радиохимия, 2016, т. 58, N 3, с. 242–247.

[4]. Микулин Г.И., Вознесенская И.Е. В кн. “Вопросы физической химии растворов электролитов”. Под ред. Г.И.Микулина. Л.: Химия. 1968. С. 304-329.

## **ПРИМЕНЕНИЕ ГОРНО-ОБОГАТИТЕЛЬНЫХ ОТХОДОВ – ШЛАМ-ХВОСТОВ МОКРОГО ОБОГАЩЕНИЯ АМФИБОЛ-АСБЕСТОВ ПРИ КОНДИЦИОНИРОВАНИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

**М.С. Олейник, В.Н. Епимахов, Е.Б. Панкина, М.П. Глухова**

**ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор, [evn@niti.ru](mailto:evn@niti.ru)**

Возможность использования горно-обогачительных отходов производства асбеста в переработке и захоронении радиоактивных отходов одновременно решает проблемы надежной иммобилизации как радиоактивных, так и асбестосодержащих отходов. В качестве селективных сорбентов для радионуклидов цезия изучалась исходная руда Карельского месторождения – смесь маложелезистого щелочного амфибол-асбеста с доломитом, а также продукты мокрого обогащения руды: шлам-хвосты мокрого обогащения и обогащенный асбест. Кроме того, для сравнения изучали такие известные селективные сорбенты как бентонитовая глина, вермикулит и клиноптилолит. Изучение статической сорбции цезия проводили на водных растворах, содержащих  $^{137}\text{Cs}$  с содержанием до 150 г/л. Способность сорбента поглощать радионуклиды определяли по коэффициентам распределения.

Исследования показали, что шлам-хвосты (50% отходов асбеста и 50% доломита) по сорбции цезия превосходят как исходную асбестовую руду и обогащенный асбест, так и другие минеральные сорбенты. Использование шлам-хвостов позволяет более надежно фиксировать подвижный при выщелачивании цезий в цементных компаундах.

При отверждении концентратов ЖРО оптимальным считается раствороцементное отношение (Р/Ц) равное 0,6. Однако, цементирование кубовых остатках АЭС позволяет повысить Р/Ц до 1,0 без расслоения цементной смеси, так как асбест из-за набухаемости волокон служит хорошим загустителем для отверждаемого раствора. При этом степень наполнения цементных компаундов повышается до 9,5%, при сохранении прочности равной 5 МПа. Соответственно, снижается и объем отвержденных цементных продуктов. Результаты выщелачивания радионуклидов показали, что введение сорбционной добавки шлам-хвостов амфибол-асбеста уменьшает скорость выщелачивания цезия до  $0,9 \cdot 10^{-5}$  г/см<sup>2</sup>·сут, то есть ниже, чем у битумных компаундов. Таким образом, шлам-хвосты амфибол-асбеста обеспечивают повышение не только механических свойств цементных продуктов, но и прочность фиксации в них радионуклидов.

## ОПЫТ ВТОРИЧНОГО ВОССТАНОВЛЕНИЯ АКТИНИДОВ В РАСПЛАВЕ $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$

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

*Акционерное общество «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград,  
Россия, pinechaev@niiar.ru*

В исследуемых в настоящее время процессах переработки отработанного ядерного топлива предполагается обращение с различными формами топлива (металлическое, нитридное, оксидное). Для электрорафинирования в хлоридных системах необходимо осуществить конверсию оксидов в металл, например методом вторичного восстановления. Эта операция разрабатывается в целом ряде стран: Республике Корея, США, Японии, Индии, России и т.д. Существуют различные вариации процесса: с применением как металлического лития так и прямое восстановление в ходе электрохимической реакции. Полнота металлизации чувствительна к значительному числу контролируемых и неконтролируемых параметров. Используемый в электрохимическом методе ступенчатый гальваностатический режим требует высокоточных измерительных систем и высокой квалификации и не гарантирует полной металлизации оксидов из-за отсутствия in-situ физически измеряемого критерия полноты металлизации.

**Цель работы** – металлизация оксидов актинилов в гальваностатическом режиме генерации металлического лития по двухэлектродной схеме без контроля потенциала катода.

Работа проводилась в инертном оборудовании. Содержание кислорода и влаги во время экспериментов составляло от 0,0 до 1,2 ppm и 0,7 – 0,8 ppm соответственно.

В результате проведённых работ:

- показана возможность электрохимического восстановления МОКС-топлива и оксида америция в расплаве  $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$ ;
- достигнутая степень восстановления составляет 96-98% от загруженных материалов в пересчете на металл;
- показано наличие коррозии конструкционных материалов оборудования.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ $\text{H}_2\text{O}-\text{HNO}_3-\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ -ТБФ-ДОДЕКАН

А.В. Очкин, С.Ю. Нехаевский

*Российский химико-технологический университет  
им. Д.И. Менделеева, Москва. E-mail: ochkin@rctu.ru*

Система  $\text{H}_2\text{O}-\text{HNO}_3-\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ -ТБФ-разбавитель является ключевой системой при переработке отработавшего топлива энергетических реакторов. При расчете равновесия в ней необходимо использовать додекан как разбавитель. При этом следует учитывать результаты расчета в подсистемах  $\text{H}_2\text{O}-\text{HNO}_3$ -ТБФ-додекан и  $\text{H}_2\text{O}-\text{HNO}_3-\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ .

Для исходной системы  $\text{H}_2\text{O}-\text{HNO}_3-\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ -ТБФ-додекан данные включали 12 точек для 30 % ТБФ и 12 точек для 12 % ТБФ [1]. Однако при расчете количество точек пришлось уменьшить до 15. При расчете необходимо было получить восемь параметров, шесть из которых описывали распределение кислоты. Критерием оптимизации был  $\delta_{\text{U+a+t}}$ , %:

$$\delta_{\text{U+a+t}} = \{[\delta_{\text{U}}^2 + \delta_{\text{a}}^2 + \delta_{\text{t}}^2]/3\}^{0.5} \quad (1)$$

где  $\delta_{\text{U}}$ ,  $\delta_{\text{a}}$  и  $\delta_{\text{t}}$  – средние квадратичные отклонения молярных концентраций урана, кислоты и ТБФ, которые рассчитаны по уравнениям типа:

$$\delta_{\text{U}} = 100 \{ \Sigma [(c_{\text{Uc}} - c_{\text{U}})/c_{\text{U}}]^2 / (k-1) \}^{0.5} \quad (2)$$

где  $c_{\text{U}}$  и  $c_{\text{Uc}}$  – экспериментальная и рассчитанная концентрации урана.

Подсистема  $\text{H}_2\text{O}-\text{HNO}_3$ -ТБФ-додекан включала 34 точки для 30 % ТБФ и 33 точки для 12 % ТБФ [2]. Для этой системы были предварительно определены 6 параметров. Критерием оптимизации был минимум величины  $\delta_{\text{a+t}}$ , %.

Среднее квадратичное отклонение найдено как  $\delta_{\text{U+a+t}} = 8,39$  %.

[1]. Ochkin A., Gladilov D., Nekhaevskiy S., Merkushev A. *Procedia Chemistry*. 2016. V. 21. P.p. 517-523.

[2]. Очкин А.В., Нехаевский С.Ю. Теорет. основы хим. технологии, 2015, т. 49, №. 5, с. 555–562.

## **СИНТЕЗ ВЫСОКОПЛОТНЫХ ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК ИЗ ПОРОШКОВ ДИОКСИДА УРАНА ПО ТЕХНОЛОГИИ ИСКРОВОГО ПЛАЗМЕННОГО СПЕКАНИЯ**

**Е.К. Папынов<sup>1,2)</sup>, О.О. Шичалин<sup>1,2)</sup>, И.Г. Тананаев<sup>1,2)</sup>,  
В.А. Авраменко<sup>1,2)</sup>, В.И. Сергиенко<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ФГБУН Институт химии ДВО РАН, Владивосток,  
papynov@mail.ru*

*<sup>2)</sup> – ФГАОУ ВО «Дальневосточный федеральный университет»,  
Владивосток, schoolNS@dvfu.ru*

Исследован способ электроимпульсной консолидации порошков диоксида урана различного керамического сорта (коммерческих и регенератов ОЯТ) в высокоплотные топливные таблетки, с применением технологии искрового плазменного спекания (ИПС), известной в мировой практике как Spark Plasma Sintering (SPS). Изучена кинетика консолидации и влияние технологических параметров процесса искровой плазменной обработки на химический состав, микроструктуру и плотностные характеристики топливных изделий. Выявлены основные преимущества и ключевые недостатки ИПС консолидации порошков диоксида урана в стандартном типе графитовых пресс-форм. Разработан и предложен способ ИПС синтеза керамических топливных таблеток в виде изделий требуемых геометрических параметров, основанный на использовании молибденовой оснастки (пресс-форм). Перспективность способа обусловлена некоторыми преимуществами перед традиционными методами спекания, во-первых, мягкие технологические режимы (низкая температура около 1100 °С и короткое время цикла не более 30 минут). Во-вторых, достигается высокая плотность изделия до 98,4% от теоретической, что доказано комплексом исследований по методу гидростатического взвешивания в среде различных растворителей, а также по меркуростатическому методу в ходе испытаний на ФГУП «ПО «Маяк». В-третьих, технология ИПС обеспечивает высокоскоростную консолидацию порошков диоксида урана различного керамического и некерамического сорта широкого фракционного состава, с возможностью стабилизации роста зерна. При этом альтернативное использование молибденовых пресс-форм предотвращает диффузию углерода с графитовой оснастки в ходе ИПС процесса, тем самым исключает загрязнение образцов нежелательной примесью углерода, что является целесообразным для повышения качества готовых изделий. Результаты исследования представляют интерес при разработке и возможной реализации промышленной ЭИСД технологии по изготовлению ядерного керамического топлива на производстве.



## МЕТОД КОНТАКТНО-ИМПУЛЬСНОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ

**П.В. Парабин, И.Г. Воронько, С.С. Широков, А.Л. Котов,  
А.Ю. Кузнецов**

*АО «ВНИИНМ», Москва, PVParabin@bochvar.ru*

Во ВНИИНМ ведутся планомерные работы по разработке новых и модернизации ранее разработанных методов и оборудования дезактивации.

Для дезактивации радиоактивно загрязнённых металлических поверхностей с прочнофиксированными (не снимаемыми) загрязнениями, во ВНИИНМ был разработан метод и спроектирована мобильная установка «контактно-импульсной дезактивации». Данный метод основан на принципе электро-массопереноса, возникающего в результате пинч-эффекта с обрабатываемой поверхности в межэлектродное (катодно-анодное) пространство.

Экспериментально установлена и подтверждена возможность применения метода КИД для дезактивации различных металлических и иных токопроводящих поверхностей. Данный метод позволяет проводить обработку радиоактивно загрязнённых поверхностей без применения электролитических жидкостей.

Эксперимент по определению КД (коэффициент дезактивации) проводился на металлических образцах из НЖ стали 12Х10Н8Т размером 100мм×60мм. Образцы для исследований вырезаны из радиохимических боксов, загрязнённых нуклидами:

$^{137}\text{Cs}$  - 3 образца  $\sum 3200\text{Бк}$  (КД: 1-ый цикл 105, 2-ой цикл 42, 3-ий цикл 26) и 3 образца  $\sum 18450\text{Бк}$  (КД: 1-ый цикл 252, 2-ой цикл 97, 3-ий цикл 43);

$^{241}\text{Am}$  - 3 образца  $\sum 2500\text{Бк}$  (КД: 1-ый цикл 96, 2-ой цикл 53, 3-ий цикл 32) и 3 образца  $\sum 25600\text{Бк}$  (КД: 1-ый цикл 218, 2-ой цикл 113, 3-ий цикл 61).

Одной из особенностей данного метода является возможность его применения для контактно-дуговой резки. Был проведён ряд экспериментов с применением мобильной установки КИД по резке графита (МППГ-7, АРВ-У, ГМЗ). Графитовая квадратная плита 100мм×100мм толщиной 10мм была разрезана графитовым омеднённым электродом со скоростью  $\approx 0,85$  мм/сек. В процессе резки отходы переходят в аэрозольную фракцию в следствии а возгона графита под действием высоких температур и были уловлены стандартным мобильным газоочистным оборудованием.

**ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ  
ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ НИТРИДНОГО ОЯТ С МАТЕРИАЛОМ  
ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА**

**И.В. Пешкичев, А.А. Бочкарева, И.Р. Макеева, О.В. Шульц**

**ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», г. Снежинск  
*i.v.peshkichev@vniitf.ru***

В связи с проведением расчетно-экспериментальных исследований смешанного нитридного уран-плутониевого ядерного топлива, которое предполагается использовать в опытно-демонстрационной реакторной установке БРЕСТ-ОД-300 и коммерческом реакторе БН-1200, стали актуальны работы по термодинамическому моделированию химического состава ОЯТ и его взаимодействия с оболочкой твэла. Для этих целей использовались программный продукт HSC Chemistry 7.1 и программный комплекс TeDu [0]. Для проведения расчета равновесного состава нитридного ОЯТ были использованы изотопные составы нитридных твэлов экспериментальных ТВС БН-600, рассчитанные с помощью программ ПРИЗМА и РИСК [0,0]. Расчет термодинамически равновесного химического состава ОЯТ проводился с учетом термодинамических свойств более чем 900 индивидуальных веществ. Полученный вещественный состав использовался для термодинамического моделирования взаимодействия нитридного ОЯТ с материалом оболочки экспериментального твэла – сталью марки ЧС 68 ХД. Результаты моделирования дают представление о химическом составе ОЯТ, что важно для корректировки технологии переработки нитридного ОЯТ, а также позволяют сделать вывод о вероятных причинах коррозии стали ЧС 68 ХД посредством реакций образования и диссоциации нитридов хрома.

*Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 17-01-00873.*

[1]. Пешкичев И.В., Куропатенко В.Ф., Макеева И.Р. [и др.] / Программный комплекс TeDu для решения задач термодинамического моделирования / Вестник ЮУрГУ ММП. 2018. Т.11, №1. С. 84-94.

[2]. Модестов Д.Г. Программа решения задач ядерной кинетики РИСК 2014, препринт ФГУП «РФЯЦ ВНИИТФ», № 243, 2014.

[3]. Зацепин О.В. Расчеты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 / ВАНТ, сер. «Физика ядерных реакторов». – 2011. – Вып.4.- С.64 -74.

**ПОЛУЧЕНИЕ ПОРОШКОВ ОКСИДОВ УРАНА ТЕРМИЧЕСКОЙ ДЕНИТРАЦИЕЙ ЕГО АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ В ВОССТАНОВИТЕЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СВЧ ИЗЛУЧЕНИЯ**

**К.С. Пилюшенко, Т.И. Трофимов, Д.А. Маликов, С.А. Перевалов, Ю.М. Куляко, Б.В. Савельев, С.Е. Винокуров, Б.Ф. Мясоедов**

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского Российской академии наук (ГЕОХИ РАН); e-mail: kostjt@mail.ru*

При завершении регенерационной переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в экстракционном Пурекс-процессе образуются очищенные от продуктов деления азотнокислые растворы, содержащие уран и другие актиниды, из которых их извлекают и переводят в оксиды (АДУ- и АУК-технологии). Применяемые методы обладают рядом существенных недостатков: образование большого количества маточных радиоактивных растворов-отходов, длительность процессов, значительное энергопотребление, многостадийность. Поэтому актуален поиск способов, позволяющих избавиться от вышеперечисленных недостатков.

В работе приведены результаты изучения процесса денитрации азотнокислых растворов урана под воздействием СВЧ излучения с получением смеси его оксидов в условиях обычной и восстановительной атмосферы как в отсутствие, так и в присутствии в растворах восстановителей, содержащих аминогруппы (карбогидразид, ацетгидроксамовая кислота, аминоксусная кислота, нитрат гидразина). Определены условия термического превращения полученной смеси оксидов урана в порошок его диоксида под действием СВЧ излучения. Показано, что физико-химические характеристики получаемых порошков, соответствуют требованиям (ТУ 95414-2005) к керамическому  $UO_2$ , используемому в технологиях промышленного изготовления ядерного топлива.

Таким образом, указанные исследования могут служить основой новой с использованием СВЧ излучения, энергоэффективной технологии получения порошка  $UO_2$  керамического качества непосредственно из азотнокислых растворов-реэкстрактов, образующихся при переработке ОЯТ, с сокращением числа радиационно-опасных технологических стадий и объёмов жидких радиоактивных отходов.

*Работа проведена при поддержке РФФИ (грант 17-03-00326 а).*

**РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ УРОВНЯ  
ЗАПОЛНЕНИЯ НАКОПИТЕЛЬНЫХ ЕМКостей ЛИНЕЙНОГО  
КРИСТАЛЛИЗАТОРА В ПРОЦЕССЕ КРИСТАЛЛИЗАЦИИ  
НИТРАТА УРАНИЛА**

**А.О. Плетнев, А.Г. Горюнов, С.Н. Ливенцов, А.И. Гожимов**

*Национальный исследовательский Томский политехнический  
университет, Томск, aopl066@gmail.com*

В настоящее время в России реализуется проект Прорыв, в рамках которого разрабатываются ядерно-энергетические технологии нового поколения на базе замкнутого ядерного топливного цикла. Одним из основных этапов является переработка топлива и получение веществ в чистом виде («нано» или «ядерная» чистота).

Для достижения такого уровня очистки в ряде процессов предлагается использовать линейный кристаллизатор. Высокая стоимость и сложность проведения реальных экспериментов обуславливает необходимость в предварительной оценке работы реальной установки на базе компьютерного моделирования. Для этого необходимо разработать адекватную модель линейного кристаллизатора.

Результаты работ по моделированию установки линейного кристаллизатора представлены в работах, опубликованных ранее. Данная работа посвящена разработке модели системы контроля заполнения накопительных емкостей линейного кристаллизатора. Учитывая особенности ядернобезопасного исполнения аппарата, применение стандартных измерительных приборов является затруднительным. Для решения данной задачи предлагается применять метод расчета уровня через измерения веса накопительной емкости и метод измерения заполнения по перепаду давления.

Предложенные варианты системы контроля будут проверены на лабораторных стендах и при помощи симуляции работы кристаллизатора в программном комплексе КТ-NIMFA. В дальнейшем, планируется проверка полученных данных на реальной промышленной установке.

## ИСПЫТАНИЕ ПРОЦЕССА ЖИДКОСТНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ НА РЕАЛЬНОМ ОТРАБОТАННОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ

**Л.Н. Подрезова<sup>1)</sup>, В.И. Волк<sup>1)</sup>, А.Н. Машкин<sup>2)</sup>, К.А. Кадочигов<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – АО «ВНИИНМ им. ак. А.А. Бочвара», Россия, Москва  
*LNPodrezova@bochvar.ru*

<sup>2)</sup> – ФГУП «ПО «МАЯК», Россия, г. Озерск

Эффективность процесса жидкостной хроматографии (ЖХ) для очистки экстрактов в технологии гидрометаллургической переработки ОЯТ подтверждается результатами многолетней исследовательской работы [1].

Испытание процесса жидкостной хроматографии для очистки U-Pu экстракта от продуктов деления (альтернативный процесс слабокислотной промывке экстракта) проводилось в помещении ЦЗЛ 235 завода ФГУП «ПО «МАЯК». Очистке был подвергнут экстракт растворенного ОЯТ РБМК с глубиной выгорания – 22 ГВт·сут/т U и временем выдержки 20 лет, продукт 504, уже прошедший сильнокислотную и слабокислотную промывку, поскольку не было возможности осуществить отбор продукта между этими стадиями.

Экстракт с показателем мощности эквивалентной дозы гамма излучения  $2,37 \cdot 10^{-3}$  мкР/с·л пропускали через стеклянную термостатируемую колонку заполненную пористым носителем Alumac 284, фракция 0,3-0,6 мм в течение 8 часов, нагрузка на сечение колонки составляла  $2 \text{ м}^3/\text{м}^2$ . Поровое пространство насадочной части колонки предварительно насыщали 1,05 моль/л  $\text{HNO}_3$ .

Проведено два эксперимента с соотношением фаз О:В равным 55 и 108. По результатам анализа водных регенерирующих растворов, можно сделать вывод о том, что наиболее эффективно производится очистка от  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{241}\text{Am}$ .

Данные по очистке экстракта и по составу регенерирующих растворов представлены в докладе.

### Список литературы

[1]. L.N. Podrezova, V.I. Volk, K.N. Dvoeglazov, S.N. Veselov. “Development of the liquid chromatography process for the spent nuclear fuel reprocessing technology.” J Radiation and Applications. Vol. 2, Issue 3, 2017, pp. 164 – 168.

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

**А.А. Полосин, М.О. Бланк, С.Н. Ливенцов**

*Национальный исследовательский Томский политехнический  
университет, г. Томск, chadik.free@gmail.com*

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

СНУП-топливо планируется использовать с реакторами на быстрых нейтронах с целью достижения замыкания ядерного топливного цикла. Карботермический синтез (далее КТС) является одним из основных этапов в производстве СНУП-топлива. Это химический процесс, представляющий собой высокотемпературную обработку смеси порошков оксидов урана и плутония с графитом в атмосфере азота.

Основная проблема разработки модели заключается в отсутствие установок КТС находящихся в эксплуатации. Исходя из этого, представленное в работе математическое описание основывается на: регламентированной технологией проведения синтеза; математических зависимостях из соответствующих областей науки и техники; математическом описании функционирования алгоритмов САУ.

Разработанная модель печи установки карботермического синтеза, смешанного нитридного уран-плутониевого топлива, позволяет воспроизводить влияние основных параметров печи на качество конечного продукта синтеза. Разработанная модель находит свое применение в вопросах: синтеза САУ печью КТС; анализа работоспособности и робастности различных алгоритмов управления; обучения персонала, являясь базой соответствующего программного тренажера; анализа оптимальности технологических процессов.

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

**ЭКСТРАКЦИЯ U(VI), Pu(IV), Am(III) ИЗ КАРБОНАТНЫХ  
РАСТВОРОВ КАРБОНАТОМ МТОА**

**С.А. Поляков<sup>1)</sup>, А.В. Бояринцев<sup>1)</sup>, Г.В. Костикова<sup>2)</sup>, С.И. Степанов<sup>1,2)</sup>,  
А.М. Чекмарев<sup>1,2)</sup>**

*1) – Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева, г. Москва, stac1993@yandex.ru*

*2) – Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук, г. Москва*

Практическая разработка КАРБЭКС процесса [1] требует знания поведения ряда актиноидов в карбонатных экстракционных системах для проведения эффективного аффинажа урана и плутония при переработке уранового или уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). При окислительном растворении уранового ОЯТ в карбонатных растворах в качестве окислителя используют  $H_2O_2$ . В карбонатно-пероксидных системах уран находится в растворах в шестивалентном состоянии U(VI), плутоний в четырехвалентном состоянии Pu(IV), а америций в трехвалентном состоянии Am(III).

В настоящей работе изучено поведение U(VI), Pu(IV) и Am(III) в смешанных карбонатных растворах, содержащих до 25 г/л U(VI) в виде карбонатно-пероксидных комплексов и микроколичества Pu(IV) и Am(III), при их экстракции карбонатом метилтриоктиламмония (МТОА) в толуоле.

Экспериментально получены зависимости коэффициентов распределения ( $D_{Me}$ ) и коэффициентов разделения ( $\beta_{Me1/Me2}$ ) от концентрации  $Na_2CO_3$  при экстракции 0,25 М карбонатом МТОА в толуоле при O:B=1:1. В области 0,1-0,6 М  $Na_2CO_3$  Pu(IV) лучше экстрагируется, чем U(VI), однако при повышении концентрации  $Na_2CO_3$  более 0,65 М наблюдается разделение U(VI) от Pu(IV) и Am(III). При концентрациях  $Na_2CO_3$  более 1,2 М происходит совместная экстракция U(VI) и Pu(IV), что обусловлено, по-видимому, образованием смешанных уран-плутониевых карбонатных соединений. Am(III) в этих условиях экстрагируется хуже, что позволяет отделять его от U(VI) и Pu(IV). Максимально достигаемые величины коэффициентов разделения этих трех элементов составили:  $\beta_{U(VI)/Pu(IV)} - 84,5$ ,  $\beta_{U(VI)/Am(III)} - 57,9$ ,  $\beta_{Pu(IV)/Am(III)} - 19,2$ . Полученные экспериментальные данные позволили определить области совместной и разделительной экстракции микроколичеств Pu(IV) и Am(III) на фоне макроколичеств U(VI).

[1]. Степанов С.И., Чекмарев А.М. Концепция переработки отработавшего ядерного топлива // Доклады Академии Наук. 2008. Т. 423. №1. С. 69-71.

**МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ЭКСТРАКЦИИ НИТРАТОВ  
УРАНИЛА, РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ И АЗОТНОЙ  
КИСЛОТЫ ИЗ МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ ЗАСОЛЕННЫХ  
НИТРАТНЫХ СИСТЕМ КОНЦЕНТРИРОВАННЫМИ  
РАСТВОРАМИ ТБФ**

**Е.А. Пузиков, Б.Я. Зильберман, Н.Д. Голецкий, И.В. Блажева,  
Е.А. Камаева, А.А. Наумов, А.С. Кудинов**

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург  
egor\_puzikov@mail.ru*

На основе литературных и собственных экспериментальных данных разработана математическая модель экстракции нитратов РЗЭ (от La до Lu и Y), уранилнитрата и азотной кислоты в ТБФ с учетом его разбавления при их распределении в нейтральных и кислых системах в широком диапазоне концентраций компонентов, в том числе, в присутствии высаливателей, что необходимо для оптимизации процессов комплексной гидрометаллургической переработки высоковыгоревшего ОЯТ АЭС, включая фракционирование ТПЭ для обеспечения локализации и захоронения ВАО.

За исходное состояние принят чистый экстрагент. В этом случае графические зависимости концентрационных констант экстракции от концентрации ТБФ в различных разбавителях сходятся в одной точке. При этом предполагается параллельное протекание нескольких реакций комплексообразования в водной и органической фазах и нестехиометрического физико-химического взаимодействия компонентов.

Суммарная экстракция  $\text{HNO}_3$  включает образование моносольвата с ТБФ, димеризацию ТБФ, распределение воды, экстракцию  $\text{HNO}_3$  олигомером ТБФ с участием воды, диссоциацию  $\text{HNO}_3$  в органической фазе и экстракцию  $\text{HNO}_3$  ее моносольватом с ТБФ.

В модели учитывается образование трисольвата  $\text{Ln}(\text{NO}_3)_3(\text{TBF})_3$ , экстракция Ln с участием димера ТБФ, экстракция гидратосольвата, экстракция комплексной кислоты, а также эффект самовысаливания, обусловленный кажущейся гидратацией  $\text{Ln}^{3+}$  в водной фазе, и действие высаливателей. Погрешность расчета коэффициентов распределения 10%.

Сравнительная экстракция РЗЭ и ТПЭ рассмотрена на примере микроконцентраций пары  $^{152}\text{Eu}/^{241}\text{Am}$ . Предполагается распространить модель на экстракцию Sm и Pu(III), включая системы с макроколичествами нитратов РЗЭ и U(VI), соответственно.

Аналогичный подход применен к описанию экстракции уранилнитрата, что позволило повысить точность описания в диапазоне 5–100% ТБФ по сравнению с ранее использовавшимися моделями.



## ПРИМЕНЕНИЕ МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ КРИТИЧЕСКИХ УСЛОВИЙ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕПЛООВОГО ВЗРЫВА НА РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВАХ

А.В. Родин<sup>1)</sup>, А.А. Коссой<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, [rodin@secnrs.ru](mailto:rodin@secnrs.ru)

<sup>2)</sup> – ООО «АркоСофт», Санкт-Петербург

Процессы взаимодействия компонентов технологических сред, сопровождающиеся выделением газообразных продуктов и тепла в режиме теплового взрыва, могут приводить к разрушению физических барьеров и выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду, тем самым являясь причиной радиационных аварий. При разработке технологического процесса могут вноситься изменения в технологическую схему, апробированную опытом эксплуатации и отвечающую требованиям безопасности, которые сложным образом отражаются на взрывопожароопасности радиохимического производства. Так, возможны разнонаправленные изменения, часть которых увеличивает безопасность (применение более термостабильных соединений, снижение температуры процесса и др.), другая - снижает (увеличение габаритов оборудования, концентрации тепловыделяющих радионуклидов и др.); результирующее воздействие при этом не очевидно. Применение классических методов оценки критических условий возникновения теплового взрыва, основанных на упрощенных аналитических решениях уравнений теплового баланса и простых кинетических моделях реакций, с последующим установлением пределов и условий безопасной эксплуатации для радиохимических производств, затруднено наличием нехимических источников тепла (радиоактивный распад), более сложными кинетическими моделями взаимодействия. Для решения таких задач предложено использовать численное моделирование с использованием сложных кинетических моделей экзотермических реакций, созданных на основе экспериментальных данных. Для верификации кинетических моделей предлагается использовать экспериментальные методы или условия проведения опытов, отличные от тех, на основе которых создавались кинетические модели. Рассматриваемый подход позволяет оценивать влияние вносимых в технологические процессы изменений на взрывопожаробезопасность радиохимических производств, а также оценивать безопасность вновь проектируемых процессов, представляющих опасность теплового взрыва.

## РАЗРАБОТКА ВЫСОКОТЕХНОЛОГИЧНЫХ РАДИОНУКЛИДНЫХ ИСТОЧНИКОВ НА ОСНОВЕ ИЗОТОПОВ ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

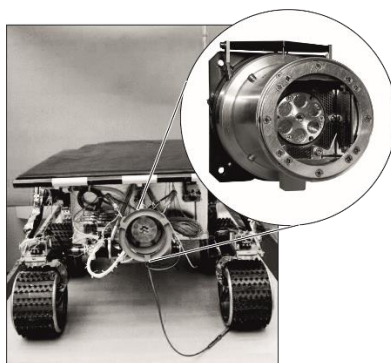
**К.В. Ротманов<sup>1,2)</sup>, М.А. Рябинин<sup>1)</sup>, И.Г. Зеленковский<sup>1)</sup>, Д.А. Ильин<sup>1)</sup>,  
А.В. Каплин<sup>1)</sup>, С.А. Андреев<sup>1)</sup>, А.Ю. Баранов<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, [orip@niiar.ru](mailto:orip@niiar.ru)

<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград

Описаны технологии изготовления и конструкции источников излучений на основе трансплутониевых элементов.

Показано, что при изготовлении источников альфа-излучения из кюрия-244 для элементного анализа наилучшие результаты даёт технология напыления металлического кюрия на подложку из кремния с образованием на поверхности силицидов. Подобные источники успешно испытаны в ходе космических проектов «Марс Патфайндер» в 1997 г. и «Спирит» и «Оппортьюнити» в 2004 г.



Внешний вид источника для космических миссий «Марс Патфайндер», «Спирит» и «Оппортьюнити»

Создана установка для облучения альфа-частицами различных полупроводниковых структур. Показано, что установка может быть эффективно использована для решения широкого круга задач в области радиационной технологии и физики твёрдого тела.

Разработана технология изготовления источников гамма-излучения из америция-241. Предложен и реализован оригинальный метод отделения америция из смеси с кюрием способом термического разложения этой смеси в высоком вакууме с испарением более летучего америция на подложку.

## ОКИСЛИТЕЛЬНЫЕ МЕТОДЫ РАЗЛОЖЕНИЯ НИТРАТА АММОНИЯ В РАСТВОРАХ САО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Н.В. Рябкова, А.А. Мурзин, Д.С. Подшибякин, Н.Г. Фирсин,  
Н.Е. Мишина

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург  
ryabkova@khlopin.ru*

Нитрат аммония является одним из побочных продуктов различных переделов радиохимической технологии. Значительные количества аммонийсодержащих технологических растворов и ЖРО низкого и среднего уровня активности образуются в ходе производства и переработки ядерного топлива. Поскольку нитрат аммония относится к классу потенциально опасных химических соединений, то для обеспечения производственной безопасности в ходе окончательной утилизации технологических аммонийсодержащих растворов и ЖРО необходимым условием является разложение нитрата аммония до простых стабильных продуктов.

Автоклавный метод разложения нитрата аммония при температуре 210-230°C и давлении 7-10 МПа является наиболее простым, позволяет снизить концентрацию  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  до менее чем 100 мг/л, не требует введения других реагентов, однако приводит к образованию  $\text{N}_2\text{O}$ .

Разложение нитрата аммония действием нитрита натрия в кислой среде требует большого избытка нитрита для полноты протекания реакции и приводит к образованию сильнозасоленных растворов.

Разложение  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  под действием подаваемого в раствор газообразного  $\text{NO}_2$  эффективно для растворов с высокой концентрацией нитрата аммония и азотной кислоты и подходит для применения на первой стадии при двустадийном разложении  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  в растворах с его повышенным содержанием (до 8 моль/л).

Каталитический метод разложения  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  с использованием щавелевой кислоты как восстановителя азотной кислоты для лучше использовать для доразложения нитрата аммония после использования диоксида азота, однако наличие катализатора может затруднить дальнейшую переработку растворов.

Совместное разложение нитрата аммония и разложение азотной кислоты до  $\text{NO}_2$  можно провести при окислительном разрушении нитрата аммония азотной кислотой, используя при этом в качестве индуктора реакции формальдегида, добавляемого в реакционную среду в виде формалина.

В полупромышленных условиях к настоящему времени испытан только метод разложения нитрата аммония с использованием формалина.

**ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОДНОЦИКЛИЧНОЙ СХЕМЫ  
АФФИНАЖА ПЛУТОНИЯ НА РАДИОХИМИЧЕСКОМ ЗАВОДЕ  
РТ-1 ФГУП «ПО «МАЯК»**

**Н.С. Самарина, К.В. Бугров, С.А. Комаристов, В.Г. Коротаев,  
С.А. Лукин, А.Н. Машкин, А.Б. Мелентьев**

*ФГУП "ПО"Маяк", г. Озерск Челябинской области  
cpl@po-mayak.ru*

Двухцикличная технология аффинажа плутония и нептуния завода РТ-1 была разработана и внедрена в середине 70-х годов. Данная технология предполагала разделение нептуния и плутония, основанное на создании экстракционной пары  $Pu(III) - Np(IV)$ , далее каждый компонент направлялся на специализированный экстракционный цикл для аффинажа. Основным недостатком данной технологии выделения плутония и нептуния является большой объем получаемого рафината и его сложный солевой состав, кроме того, нептуниевый продукт длительное время невостребован.

Одной из основных задач модернизации технологического процесса аффинажных отделений завода РТ-1 является минимизация объемов жидких отходов аффинажного цикла, а также снижение солесодержания в этих растворах. В связи с этим в 2015 году на заводе РТ-1 была разработана, испытана и внедрена одноцикличная схема аффинажа плутония с выводом  $Np$  в рафинат. Работа схемы предполагает стабилизацию пары  $Pu(IV)-Np(V)$  с использованием гидразина и пероксида водорода (штатных реагентов для технологии завода). При этом целевым продуктом схемы является только плутоний. Выход нептуния в рафинат составляет не менее 99,7 %, средняя концентрация нептуния в рафинате составляет 60 мг/дм<sup>3</sup>. Средний коэффициент очистки плутония от продуктов деления по значениям мощности экспозиционной дозы составляет ~110. Окончательная очистка плутония в рамках новой схемы достигается на стадии оксалатного осаждения.

За время эксплуатации новая схема с выводом  $Np$  в рафинат обеспечила заметное сокращение объемов хвостовых растворов (в два раза), содержание железа - в 4-5 раз. Количество задействованных аппаратов-экстракторов было уменьшено с 8 до 4 штук.

## ПРИМЕНЕНИЕ ДИНАМИЧЕСКОЙ ТАНГЕНЦИАЛЬНОЙ ФИЛЬТРАЦИИ ДЛЯ РЕШЕНИЯ РЯДА ЗАДАЧ В ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

**Н.С. Самарина<sup>1)</sup>, С.А. Лукин<sup>1)</sup>, А.Н. Машкин<sup>1)</sup>, К.А. Кадочигов<sup>1)</sup>,  
К.В. Вербицкий<sup>1)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>2)</sup>, К.Н. Двоглазов<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – ФГУП "ПО"Маяк", г. Озерск Челябинской области,  
*spl@po-mayak.ru*

<sup>2)</sup> – ГНЦ РФ АО «ВНИИНМ им. акад. А.А. Бочвара»

В практике осветления растворов ОЯТ обычно используются метод фильтрации на насыпных или патронных фильтрах и метод центрифужного осветления. Кроме того, хорошо известен и применяется в радиохимической промышленности для осветления ЖРО способ динамической тангенциальной фильтрации.

Тангенциальная фильтрация – это баромембранный процесс разделения, в котором мембраны не пропускают частицы и растворенные макромолекулы. Размер пор в мембранах для тангенциальной фильтрации находится в пределах от 0,05 до 0,001 мкм. Баромембранные процессы осуществляются под действием перепада давлений. Обычно ультрафильтрацию проводят при сравнительно невысоких давлениях (от 3 до 10 атм). Основным преимуществом тангенциальной фильтрации для радиохимии является возможность использования обратной промывки для регенерации мембран в процессе работы фильтрационной установки без образования значительного объема промывных растворов.

В настоящей работе для целей осветления растворов, полученных в процессах переработки СНУП ОЯТ, ОЯТ ВВЭР-440, ОЯТ АМБ проверен способ динамической тангенциальной фильтрации. Продемонстрирована устойчивая непрерывная работа полномасштабного макета установки осветления, оснащенной насосом ЦНСП-15/32, на суспензиях с высокой концентрацией твердой фазы без ухудшения качества осветления.

Еще одна задача, которая была решена в рамках данной работы с использованием динамической тангенциальной фильтрации, - это оценка возможности очистки ЖРО, относящихся по активности к категории САО, от трансурановых элементов. По результатам работы получены очищенные от  $\alpha$ -активных компонентов растворы категории НАО.

Экспериментальные работы были выполнены на заводе РТ-1 с использованием лабораторной установки и полномасштабных стендов динамической тангенциальной фильтрации.

## ОЦЕНКА ДЕЗАКТИВИРУЮЩЕЙ СПОСОБНОСТИ СОВРЕМЕННЫХ МОЮЩИХ СРЕДСТВ С ПОНИЖЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ИОНОВ НАТРИЯ И ПАВ

**О.А. Сахненко, Н.А. Кузнецова, М.В. Ерофеева**

***ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [sp1@po-mayak.ru](mailto:sp1@po-mayak.ru)***

Деактивация оборудования и помещений является неотъемлемой частью технологического процесса. На сегодняшний день существует большое разнообразие методов и средств, позволяющих достаточно эффективно решать задачи деактивации. В настоящее время деактивация значительной части объектов (помещений, спецодежды, оборудования) осуществляется с применением деактивирующих растворов на основе различных органических и минеральных кислот, щелочей, поверхностно-активных веществ (далее – ПАВ), комплексообразователей и т.д.

В процессе использования таких деактивирующих растворов образуется большое количество вторичных жидких радиоактивных отходов (далее – ЖРО) с высоким содержанием солей и ПАВ, которые трудно поддаются деструкции и существенно снижают эффективность переработки ЖРО. Одним из путей решения данной проблемы является замена традиционных штатных деактивирующих растворов на современные низкосолевые и (или) легкоразлагаемые моющие средства.

Цель работы заключалась в оценке деактивирующей способности современных коммерческих моющих средств, а также в определении количественного содержания ионов натрия и ПАВ в их составе. В ходе работы были исследованы восемь новых моющих средств российских производителей (ИП «Кембрин» (г. Пермь), ООО «ИнтерХиммет», ООО «ВК» (г. Санкт-Петербург)).

Испытания проводились на образцах конструкционных (нержавеющая и углеродистая стали) и облицовочных (пластикат) материалов, загрязненных как альфа-, так и бета-радионуклидами. Установлено, что наиболее эффективными из рассмотренных средств, для деактивации оборудования и поверхностей производственных помещений, являются препарат «Компо К Клин1» компании ООО «ИнтерХиммет» (г. Санкт-Петербург) и «Выбор-К» ИП «Кембрин» (г. Пермь). Определена оптимальная концентрация рабочих растворов, которая составляет 50 г/дм<sup>3</sup>.

Определено, что исследуемые технические моющие средства являются низкосолевыми. Содержание ПАВ и ионов натрия, соответственно, от двух до десяти и в 100 раз меньше по сравнению со штатными деактивирующими растворами на основе препарата СФ-3К с аналогичной массовой концентрацией. Установлено, что все исследуемые моющие средства обладают щадящим коррозионным воздействием на конструкционные материалы.

## ТЕРМОХИМИЧЕСКАЯ ОБРАБОТКА ФРАГМЕНТИРОВАННОГО ОЯТ ОКИСЛИТЕЛЬНОЙ СИСТЕМОЙ НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА АЗОТА

И.Н. Сеелев, П.В. Аксютин, А.Ю. Жабин

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск, [atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)*

При радиохимической переработке ОЯТ используется способ окислительной обработки топлива в атмосфере кислорода при температуре 500-600 °С (волоксидация). В результате трансформации кристаллической структуры топливной композиции происходит количественное удаление легко летучих и газообразных радиоактивных элементов. Такая обработка является целесообразной при использовании ОЯТ с предварительно удаленной оболочкой (механическим или химическим способом) или оболочечного топлива с замятием сечения торцевых зон фрагмента менее 30 %. Использование при рубке ТВЭЛ устройств гильотинного типа приводит к увеличению замятия сечения более 50 %, что вызывает их загибание и снижает выход продукта. Для увеличения полноты извлечения топливной композиции из оболочки проводили стендовую апробацию процесса волоксидации необлученного фрагментированного топлива длиной 30-60 мм со степенью замятия торцевых зон 50-80% в потоке окислительной системы на основе диоксида азота. Газовый поток получали путем каталитического восстановления азотной кислоты. С этой целью через зернистый слой катализатора (при соотношении высоты к диаметру 15:1) в аппарате колонного типа пропускали со скоростью 9 к.о./ч раствор щавелевой и азотной кислот с концентрацией 110 г/л и 420 г/л соответственно. Размер зерна катализатора составлял 0,6 мм при содержании платины 1,6 %. Отходящую из колонны газовую фазу доокисляли кислородом с образованием потока окислительной системы, содержащей 32 % диоксида азота, 40 % диоксида углерода, 24 % кислорода, 3,4 % азотной кислоты, который направляли со скоростью 200 мл/мин в аппарат-реактор с горизонтальной осью вращения внутреннего контейнера. Процесс термохимической обработки вели в течение 4 часов при температуре 360 °С и заполнении 20 % реакционного объема аппарата. Степень извлечения топлива из оболочки по результатам контрольной обработки азотной кислотой составила 98 %. Отделенный сухой сепарацией порошок имел размер зерна 2-12 мкм, по определенной гравиметрическим методом брутто-формуле на 99,8 % представлял собой закись-окись урана с подтверждением полученного результата рентгенофазовым анализом. По результатам работы подтверждена целесообразность проведения укрупненного эксперимента на ОЯТ в условиях горячих камер.

## ПРИГОТОВЛЕНИЕ МОДЕЛЬНОЙ СУСПЕНЗИИ ПРОДУКТА КИСЛОТНОГО РАСТВОРЕНИЯ ОЯТ

И.Н. Сеелев, А.Ю. Жабин, А.С. Дьяченко, Г.А. Апальков,  
В.А. Григорьева

*ФЯО ФГУП «ГХК», г. Железногорск, [atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)*

Проведение доэксплуатационной обкатки оборудования осветления является необходимой операцией при пусконаладочных испытаниях и отработке процессов головных операций переработки ОЯТ. Общепринятым подходом является запуск технологического передела на имитаторах, позволяющих произвести полную доработку оборудования до начала работы с реальными продуктами.

Разработанный способ синтеза модельной суспензии позволяет воспроизводить характеристики, определяющие идентичность поведения имитатора реальному продукту кислотного растворения ОЯТ. С этой целью в раствор нитрата уранила (480 г/л) в соотношении 5:1 вносили концентрированную суспензию, содержащую твердофазную композицию, в составе гидратированного оксида циркония, металлического циркония и кремниевой кислоты в концентрации 22 г/л, 34 г/л и 0,5 г/л соответственно. Гидратированный оксид циркония получали порционно в виде суспензии путем внесения в 4 объемных части нагретого до 75 °С раствора гидроксида аммония (50 г/л) и гидроксида натрия (0,12 г/л) 1 части раствора тетрахлорида циркония (78,5 г/л), термостатирования при 75 °С с перемешиванием УЗИ-устройством, центрифугирования с 3-кратной промежуточной промывкой осадка и его финишного диспергирования. Суспензию тонкодисперсного металлического циркония получали порционно путем пропитки порошка Mg с размером зерен 2-25 мкм раствором циркония в этаноле до соотношения Mg:Zr 4:1, сушки при 85-105 °С, металлотермического восстановления при 730-780 °С в среде аргона, удаления избытка Mg при промывке HNO<sub>3</sub> с концентрацией 0,85 моль/л, отделения осадка на микрофильтрационной перегородке, многократной промывки осадка на перегородке водой до полного удаления из раствора соединений металла-восстановителя и финишного диспергирования. Кремниевую кислоту получали из реактива путем ситового отделения фракции менее 80 мкм, ее истирания, отделения неседиментируемой фракции и ее концентрирования на центрифуге. Концентрация твердой фазы в приготовленном имитаторе составила 11,3 г/л при размере частиц 0,1-5 мкм и их плотности 6,1-6,5 г/см<sup>3</sup>.

Эксплуатационные характеристики модельной суспензии совпадают с характеристиками реального продукта и проверены при пусконаладочных испытаниях центрифуг, насыпных фильтров, роторно-дисковой колонны.



**ОПЫТНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ ПУСКОВОГО КОМПЛЕКСА  
ОПЫТНО-ДЕМОНСТРАЦИОННОГО ЦЕНТРА ПО ПЕРЕРАБОТКЕ  
ОЯТ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000**

**И.Н. Сеелев, В.И. Мацеля, А.В. Васильев, И.А. Курский**

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-  
химический комбинат» (ФГУП «ГХК»), г. Железногорск,  
[atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)*

Опытно-демонстрационный центр на ФГУП «ГХК» предназначен для отработки инновационных технологий переработки ОЯТ ВВЭР-1000 и методов по обращению с образующимися РАО. Исходным сырьем ОДЦ по базовой технологии является ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 с выгоранием не более 50 ГВт×сут/т урана и временем выдержки не менее 7 лет.

В состав пускового комплекса ОДЦ входят: камера перегрузки ОТВС; камера разборки ОТВС и фрагментации твэлов; камера растворения и осветления волоксидированного топлива – ИГК-1; камера волоксидации ОЯТ – ИГК-2; камера упаривания и СВЧ-кальцинирования – ИГК-3; камера получения смешанных оксидов урана и плутония – ИГК-4; камера экстракционной переработки ОЯТ – ИГК-7; камера реэкстракции урана, регенерации оборотного экстрагента, упаривания реэкстракта урана и кристаллизации плава ГНУ – ИГК-8; камера упаривания САО, щелочного осаждения маточных и дренажных растворов – ИГК-9; для изучения процессов газоочистки предусмотрены два исследовательских бокса – ИБ-10/1,2.

В камеру разделки и фрагментации была загружена ОТВС ВВЭР-1000 с остаточным содержанием по  $U^{235}$  – 0,928 % масс. Фрагментированные твэлы передавались в ИГК-2 на операцию волоксидации и далее на операцию растворения ОЯТ.

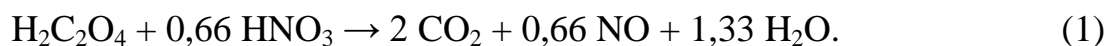
Анализ волоксидированного необлученного оксида урана показал окисление урана от  $UO_2$  до  $UO_{2,55}$ . Растворение волоксидированного ОЯТ протекало без бурного выделения оксидов азота, в течение 4-6 часов. Температура процесса поддерживалась от 60 до 75 °С.

**РАСТВОРЕНИЕ ВОЛОКСИДИРОВАННОГО ОЯТ С  
ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГАЗОФАЗНОЙ ОКИСЛИТЕЛЬНОЙ  
СИСТЕМЫ НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА АЗОТА (ГФОС)**

**И.Н. Сеелев, Д.В. Тихомиров, А.Ю. Жабин, Г.А. Апальков,  
В.А. Григорьева**

***ФЯО ФГУП «ГХК», г. Железногорск, [atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)***

Рассматриваемое в рамках проектных решений ОДЦ ФГУП «ГХК» применение газообразного диоксида азота в виде чистого соединения предполагает организацию специализированных систем дозирования и инфраструктурной поддержки при его получении и хранении. С целью исключения из производственного цикла операций прямого синтеза, аккумуляирования и газификации NO<sub>2</sub> проводили лабораторную апробацию способа генерирования ГФОС на его основе. Для получения газового потока, подаваемого в аппарат-растворитель, использовали продукты каталитически активируемого окисления индуктора (H<sub>2</sub>C<sub>2</sub>O<sub>4</sub>) азотной кислотой (1). Получение ГФОС проводили в динамическом режиме в аппарате колонного типа путем пропускания через слой твердофазного катализатора со скоростью 8 к.о./ч раствора, содержащего HNO<sub>3</sub> (250 г/л) и H<sub>2</sub>C<sub>2</sub>O<sub>4</sub> (120 г/л). Зернистый слой катализатора при соотношении высоты к диаметру 10:1, размере зерна 0,7 мм и содержании в нем 1,2 % масс. Pt обеспечивал образование газового потока по преобладающей реакции:



При степени разложения H<sub>2</sub>C<sub>2</sub>O<sub>4</sub> 99,5 % объемное соотношение между поступающим в зернистый слой раствором и образующейся газовой фазой составило 1:68. Отходящий из колонны поток, содержащий 24,5 % NO и 75% CO<sub>2</sub>, окисляли кислородом в насадочной колонне при 90 °С и соотношении потоков 5:1. Полученный поток ГФОС, содержащий 22,5% NO<sub>2</sub>, 67,8 % CO<sub>2</sub> и 8,7 % O<sub>2</sub> без использования побудителя под давлением 0,3 кг/см<sup>2</sup>, направляли в донную часть аппарата-растворителя. Загрузка включала 50 г волоксидированного ОЯТ ВВЭР-1000 (53 ГВт×сут/тУ) и 76 мл HNO<sub>3</sub> с концентрацией 139 г/л. Процесс вели в течение 9 ч при температуре 43±5 °С при скорости потока ГФОС 68 см<sup>3</sup>/мин. Степень использования NO<sub>2</sub> составила 92,7 %. Полнота перевода в раствор составила: для урана - 99,9 %, для плутония - 99,8 %, для циркония - 10,4 %, для молибдена - 32,8 %. Пригодный для последующей экстракционной переработки продукт содержал уран и азотную кислоту в концентрации 430±7 г/л и 120±4 г/л соответственно. Перспективность разработки и возможность использования ГФОС при растворении ОЯТ на пилотном стенде подтверждена патентом на изобретение № 2626764 от 01.08.2017.

**ИЗУЧЕНИЕ РАДИАЦИОННО-ТЕРМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ  
В СИСТЕМЕ «30% ТБФ В ДОДЕКАНЕ– УРАНИЛНИТРАТ» ПРИ  
ДАВЛЕНИИ ВЫШЕ АТМОСФЕРНОГО**

**И.В. Скворцов<sup>1)</sup>, Е.В. Белова<sup>1)</sup>, Е.В. Назин<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *ИФХЭ РАН им. А.Н. Фрумкина, Москва, bl174@bk.ru*

<sup>2)</sup> – *ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

Операции экстракционного передела при производстве ядерного топлива проводятся при температурах не выше 75 °С, концентрации азотной кислоты не выше 7 моль/л, содержании уранилнитрата (УН) в растворе до 300 г/л, отношении органической и водной фаз от 2:1 до 1:2 по объему. На основании имеющейся информации [1] можно полагать, что в этих условиях проведения операций экстракционного передела в водных растворах вплоть до  $T_{\text{кип}}$  водной фазы УН не окисляет ТБФ и продукты его превращения, а наоборот, вытесняя  $\text{HNO}_3$  из ТБФ, служит своего рода флегматизатором. УН, находящийся в органической и водной фазах, повышает температурный порог газовой выделения, причем существенно.

Установлено, что в смесях 30% ТБФ - додекан, равновесный с насыщенным раствором УН, совместно с водным раствором 150 г/л УН, часть выделяющегося при реакции тепла расходуется на нагревание воды и в целом подъем температуры невысок и растянут во времени.

В смесях 30% ТБФ - додекан с экстрагированным УН при нагревании до 180 - 250 °С стабильно возникает тепловой взрыв. Конденсированными продуктами реакции являются порошки или пасты желто-оранжевого цвета с примесью черных фрагментов.

Смеси 30% ТБФ - додекан с насыщенными водными растворами УН при 200 °С в закрытом сосуде реагируют со слабым экзотермическим эффектом. Реакция проходит до образования желто-оранжевого осадка.

На основании полученных данных следует отметить, что в интервале регламентных температур осуществления технологических операций экстракции - реэкстракции наблюдается относительно слабая окислительная способность УН.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ 18-33-00475 мол\_а.

[1]. Назин Е.Р., Зачиняев Г.М. Пожаровзрывобезопасность технологических процессов радиохимических производств. М.: НТЦ ЯРБ, 2009. С.195.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕРМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ  
ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМ НА ОСНОВЕ ДИАМИДОВ  
ГЕТЕРОЦИКЛИЧЕСКИХ ДИКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ В  
РАЗБАВИТЕЛЕ F-3 ПРИ ДАВЛЕНИИ ВЫШЕ АТМОСФЕРНОГО**

**И.В. Скворцов, Е.В. Белова, Б.Ф. Мясоедов**

***ФГБУН ИФХЭ РАН, Москва, b1174@bk.ru***

Новые азотсодержащие полидентатные комплексообразователи, такие как ди(N-этил-4-этиланилид) 2,2'-бипидин-6,6'-дикарбонной кислоты (DYP-9), ди(N-этил-4-фторанилид) 2,6-пиридиндикарбонной кислоты (Et(pFPh)DPA), ди(N-этил-4-гексиланилид) 2,2'-бипиридин-6,6'-дикарбонной кислоты (DYP-7) для извлечения ТПЭ и РЗ позволяют избежать от недостатков классического экстрагента UNEX-процесса [1]. Однако их термическая и радиационная устойчивость изучена недостаточно. Для сравнительного анализа экстракционных систем на основе DYP-9, DYP-7 и Et(pFPh)DPA в разбавителе F-3 в аварийных режимах были проведены эксперименты с использованием автоклава и определены зависимости параметров газовыделения от температуры и дозы облучения. Показано, что в ходе нагрева как образцов разбавителя F-3, так и экстракционных смесей с азотной кислотой протекают окислительные процессы, сопровождающиеся газовыделением, однако они не носят ярко-выраженного автокаталитического характера. В закрытых аппаратах для необлученных двухфазных систем заметное газовыделение наблюдали при температурах около 110°C, при этом оно не сопровождалось значительными экзотермическими эффектами. Зафиксированные значения давлений (18-23 атм) при нагреве облученных образцов в автоклаве; достигаемые перегревы образцов за счет протекания экзотермических процессов (4-10 °C). Таким образом, при внешнем тепловом воздействии исследуемые экстракционные системы с разбавителем F-3, даже в случае радиационной деградации и затруднении выхода технологических сдувок, в том числе в вследствие механического внешнего воздействия на коммуникации и оборудование, представят небольшую опасность

[1]. D. Law, R.S. Herbst, T.A. Todd, V.N. Romanovskiy, V.A. Babain, V.M. Esimantovskiy, I.V. Smirnov, B.N. Zaitsev, The universal solvent extraction (UNEX) process. II. Flowsheet development and demonstration of the UNEX process for the separation of cesium, strontium, and actinides from actual acidic radioactive waste, Solvent Extr. Ion Exch., 19 (2001) 23-36.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда (проект 16-19-00191).

**РАДИАЦИОННО-ТЕРМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ  
ЭКСТРАКЦИОННЫХ СИСТЕМ НА ОСНОВЕ ДИАМИДОВ  
ДИКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ ВО ФТОРИРОВАННЫХ  
РАЗБАВИТЕЛЯХ**

**И.В. Скворцов, Е.В. Белова, Б.Ф. Мясоедов**

***ФГБУН ИФХЭ РАН, Москва, skvortsov.ivan.68@gmail.com***

Цель исследования состояла в сравнительном анализе воздействия ионизирующего излучения на термическую устойчивость экстракционных систем на основе перспективных экстрагентов UNEX-процесса: N,N'-диэтил-N,N'-ди(4-гексил-фенил)-диамид-2,2'-дипиридил-6,6'-дикарбоновой кислоты (DYP-7), N,N'-диэтил-N,N'-ди(4-этил-фенил)-диамид-2,2'-дипиридил-6,6'-дикарбоновой кислоты (DYP-9), N,N'-диэтил-N,N'-ди(4-фторфенил)дипиколиламид (Et(pFPh)DPA в разбавителях F-3 и FS-13, в присутствии 14 моль/л азотной кислоты, как при атмосферном давлении, так и в условиях замкнутого объема. Определен нижний температурный предел распространения пламени ( $T_n$ ). Оценено влияние продолжительности контакта с азотной кислотой. Идентифицированы основные продукты радиолиза. Установлено, что при атмосферном давлении удельный объем газообразных продуктов, образуемых при нагреве облученных до доз 0,1-1 МГр образцов практически не зависит от применяемого экстрагента и от природы разбавителя, значение возрастает с увеличением поглощенной дозы до 1 МГр в 7 раз для разбавителя FS-13 и в 10 раз для разбавителя F-3 по сравнению с необлученными образцами. При термоокислении исследуемых необлученных и облученных до доз 0,1-1 МГр экстракционных систем при температурах 170-200°C в условиях замкнутого объема наблюдались незначительные термические эффекты, не приводящие к саморазогреву смесей более 10°C. Показано, что основные характеристики термической стабильности, определяющие температурный режим использования экстракционных смесей, в том числе и облученных, имеют значения значительно выше максимальных рабочих температур проведения технологических операций по регенерации ОЯТ. Следовательно, использование данных систем в регламентных условиях проведения экстракционного процесса переработки ВАО (UNEX- процесс) не представляют повышенной опасности и экстракционный процесс в этом отношении можно считать пожаро- и взрывобезопасным.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда (проект 16-19-00191).

## БАЛАНСОВАЯ МОДЕЛЬ ВЫПАРНОГО АППАРАТА С УЧЕТОМ ОСАДКООБРАЗОВАНИЯ НИТРАТОВ БАРИЯ И РЗЭ

К.А. Славинский, О.В. Шмидт, А.Ю. Шадрин

*ЧУ «ИТЦП» ПРОРЫВ» г. Москва, Россия,  
ska@proryv2020.ru*

В связи с разработкой новых типов оборудования для радиохимической промышленности, в том числе насосов, способных перекачивать пульпу с высоким содержанием твердой фазы, появилась возможность упрощения технологических схем упаривания высокоактивных отходов (ВАО) в частности, исключением из технологической цепочки операции разрушения избытков нитрат-ионов (денитрации), до сих пор осуществлявшейся непосредственно в выпарном аппарате.

Поэтому для расчетов новых вариантов схем концентрирования радиоактивных отходов, была разработана балансовая модель выпарного аппарата, позволяющая проводить упаривание ВАО до выпадения осадков включительно и массового отношения «Твердое:Жидкое» = 1:10 в упаренном растворе.

Математическая модель позволяет рассчитать все ключевые характеристики входных и выходных потоков (питания, дистиллята и упаренного раствора), такие как плотности, концентрации солей, азотной, фтороводородной и уксусной кислот, а так же массовые расходы каждого из компонентов. Распределение кислот между упаренным раствором и дистиллятом рассчитывалось с учетом математических моделей, разработанных коллективом АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» [1]. Разработанный алгоритм расчета материального баланса выпарного аппарата предназначен для последующей интеграции в программный комплекс «ВИЗАРТ», создаваемый совместно со специалистами ЧУ ИТЦП «ПРОРЫВ» и РФЯЦ – ВНИИТФ им. имени академика Е.И. Забабахина [2].

[1]. Зильберман Б.Я., Макарычев-Михайлов М.Н., Рябков Д.В. и др. Особенности распределения кислот между жидкостью и паром в системах  $\text{HNO}_3 - \text{H}_2\text{O}$  и  $\text{HNO}_3 - \text{HA} - \text{H}_2\text{O}$  в выпарных аппаратах. // Процессы и аппараты химической технологии, т.10. №12. 2009.

[2]. Третьякова С.Г., Шмидт О.В., Макеева И.Р. и др. Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла. // Атомная энергия, 2017. Т. 122, вып. 2, с. 88-93.

## **ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА ВЗРЫВООПАСНОСТИ ПИРОФОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ, ПРИМЕНЯЕМЫХ НА ОЯТЦ**

**И.П. Соколов, А.В. Родин, А.В. Понизов, Р.Б. Шарафутдинов**

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, rodin@secnrs.ru*

Проведен сравнительный анализ значений показателей пожаровзрывоопасности пиррофорных материалов, применяемых в технологических процессах на объектах ядерного топливного цикла (ОЯТЦ): U, UN<sub>3</sub>, UN, UO<sub>2</sub>, Pu, Pu<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, Zr.

Показано, что в сравнимых условиях значения максимального давления взрыва для Zr, ZrH<sub>2</sub>, UN<sub>3</sub>, U выше, чем для тринитротолуола, и ниже, чем для трибутилфосфата.

Отмечена избирательная способность взрываться урана в присутствии углекислого газа, гидрида урана в присутствии хлорорганических соединений.

Выявлен ряд методических проблем в определении значений физико-химических показателей пожаровзрывоопасности пиррофорных материалов.

Получено уравнение, описывающее зависимость температуры самовоспламенения (T<sub>c</sub>) пиррофорных материалов от размера их частиц (d):

$$T_c = k_1 / (k_2 + \ln(1/d))$$

Используя данное уравнение, определены зависимости температуры самовоспламенения UO<sub>2</sub>, аэрогеля и аэровзвеси Zr от размера их частиц.

Приведены результаты термодинамических расчетов по определению значений адиабатической температуры продуктов окисления пиррофорных материалов, применяемых на ОЯТЦ. На основании полученных значений проведена сравнительная оценка давления, достигаемого при взрыве этих пиррофорных материалов. Показано, что в сравнимых условиях максимальное значение давления реализуется при взрыве пиррофорных частиц Zr, минимальное – пиррофорных частиц UO<sub>2</sub>.

Проведен термодинамический анализ влияния хлорорганических соединений на самовоспламенение частиц UN, содержащих примесные количества UN<sub>3</sub>. Определено взрывоопасное содержание гидрида урана в смеси с нитридом урана в присутствии хлорорганических соединений.

## СЕМЕЙСТВО КОНЦЕПЦИЙ ПЕРЕРАБОТКИ РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ОЯТ НА ОСНОВЕ КАРБЭКС ПРОЦЕССА

**С.И. Степанов<sup>1,2)</sup>, А.М. Чекмарев<sup>1,2)</sup>, А.В. Бояринцев<sup>1)</sup>, А.Ю. Цивадзе<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Российский химико-технологический университет им.*

*Д.И. Менделеева, г. Москва, [chao\\_step@mail.ru](mailto:chao_step@mail.ru)*

*<sup>2)</sup> – Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
Российской академии наук, г. Москва*

Предложенная в 2008 году [1] концепция так называемого КАРБЭКС процесса экстракционной переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в карбонатных средах проходит успешную экспериментальную отработку применительно к переработке уранового и плутониевого ОЯТ. Полученные новые данные по переводу делящихся компонентов облученного топлива в карбонатные и в смешанные карбонатно-пероксидные или карбонатно-фторидные растворы, данные по экстракционному поведению U(VI), Pu(IV) и Pu(VI), Am(III), Np(IV) и Np(VI) в таких растворах, позволили расширить применение КАРБЭКС процесса для переработки других видов топлива или отходов, образующихся при переработке ОЯТ другими методами. Одним из первых приложений КАРБЭКС процесса для переработки фторидных огарков фторидно-газовой технологии переработки ОЯТ является КАРБОФТОРЭКС процесс, позволяющий эффективно доизвлечь и очистить от примесей уран и плутоний из фторидных огарков и вернуть их в оборот.

В настоящем сообщении обсуждается семейство концепций, опирающихся на основные стадии КАРБЭКС процесса, применение которых может решить ряд задач переработки других видов топлива или в сочетании с неводными методами повысить их общую эффективность. К таковым могут быть отнесены концепция ОСКАР процесса – упрощенного выделения и очистки урана из карбонатных растворов переработки уранового ОЯТ, концепция экстракционной доочистки UO<sub>2</sub> и PuO<sub>2</sub>, полученных пироэлектрохимическим методом из расплавов солей, от продуктов деления, концепция полной переработки ОЯТ жидкого солевого реактора, и некоторые другие приложения КАРБЭКС процесса для выделения ценных компонентов из промежуточных продуктов водной и неводной переработки ОЯТ.

Литература:

[1]. Степанов С.И., Чекмарев А.М. Концепция переработки отработавшего ядерного топлива // Доклады Академии Наук. 2008. Т. 423. №1. С. 69-71.



## ВЛИЯНИЕ РАДИОЛИЗА НА ЭКСТРАКЦИОННЫЕ СВОЙСТВА СИСТЕМЫ ТОДГА ВО ФТОРИРОВАННОМ РАЗБАВИТЕЛЕ Ф-3

Л.И. Ткаченко<sup>1)</sup>, А.А. Мурзин<sup>1)</sup>, Е.В. Кенф<sup>1)</sup>, В.Л. Виданов<sup>2)</sup>,  
А.Ю. Шадрин<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург,*  
*ltkachenko@khlopin.ru*

<sup>2)</sup> – *ВНИИИМ им. А.А. Бочвара, Москва*

Дигликольамиды являются одними из наиболее готовых к практическому применению экстрагентов для фракционирования ВАО. Наиболее популярным соединением этого класса является N,N,N',N'-тетраоктилдигликольамид (TODGA).

Ранее нами была разработана экстракционная система на основе TODGA в полярном фторированном разбавителе метанитробензотрифториде (Ф-3).

При переработке ВАО экстракционная система будет испытывать высокие дозовые нагрузки. Радиолиз экстрагента и разбавителя, безусловно, будет влиять на распределение ключевых элементов.

Была проверена экстракция америция и РЗЭ облученным экстрагентом, определен выход фторид-ионов при радиолизе Ф-3.

Значительного ухудшения извлечения металлов облученным TODGA из сильноокислых сред не наблюдалось, хотя было отмечено снижение коэффициентов распределения и емкости системы. При экстракции металлов в слабоокислых растворах (рН  $\approx$  2) отмечено увеличение коэффициентов распределения металлов с ростом поглощенной дозы. Это может свидетельствовать об образовании кислых гидрофобных продуктов радиолиза TODGA, влияние которых становится заметным в слабоокислых средах. Поскольку в технологическом процессе реэкстракция ТПЭ проводится при рН 2, кислые продукты радиолиза могут представлять достаточно серьезную проблему. Также в ходе работы было установлено, что характеристики ТОДГА в Ф-3, который при облучении был загружен металлом, заметно отличаются от характеристик экстрагента, который облучался в свободном виде.

При радиолизе разбавителя Ф-3 в системе с ТОДГА выход фтора был сравнительно небольшим – около 0,7 F-/100эВ при  $\gamma$ -облучении и 2,0 F-/100эВ при  $\alpha$ -облучении.

**УЛАВЛИВАНИЕ ДИОКСИДА АЗОТА  
АЭРОЗОЛЬНЫМИ ФИЛЬТРАМИ ФСГО И ФАРТОС  
ПРИ РАСТВОРЕНИИ ОЯТ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ**

**О.А. Устинов<sup>1)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>1)</sup>, С.А. Якунин<sup>1)</sup>,  
М.В. Баташов<sup>2)</sup>, Л.В. Литвинюк<sup>2)</sup>, С.Л. Никулин<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – АО «ВНИИНМ», Москва, *OAUstinov@bochvar.ru*

<sup>2)</sup> – АО «СвердНИИХиммаш», Екатеринбург, *Nikulin@sniihim.ru*

Исследовано улавливание диоксида азота в локальной системе газоочистки производительностью 50 м<sup>3</sup>/ч, изготовленной в АО «СвердНИИХиммаш», включающей фильтры ФСГО, ФАРТОС и аппараты БРУНС и СМОГ. В докладе уделено внимание поведению диоксида азота при прохождении через фильтры ФСГО и ФАРТОС.

Фильтрующий комплекс (смесительная емкость, фильтры ФСГО и ФАРТОС) обеспечивал при введении аэрозолей воды в очищаемый газовый поток степень конверсии диоксида азота 72-76 % при исходной концентрации NO<sub>2</sub> 11–50 г/м<sup>3</sup>.

Степень конверсии NO<sub>2</sub> в ФСГО (59-62 %) была существенно выше степени конверсии NO<sub>2</sub> в ФАРТОСе (6-14 %), что, по-видимому, связано с большими размерами аэрозолей воды, улавливаемых преимущественно на первой ступени грубым фильтром.

При отсутствии подачи аэрозолей воды в газовый поток улавливание диоксида азота фильтрами не происходило.

Таким образом, подтверждена возможность улавливания диоксида азота на аэрозольных стекловолоконистых фильтрах.

**ОСОБЕННОСТИ УЛАВЛИВАНИЯ ДИОКСИДА АЗОТА  
ПОРИСТЫМИ ГРАНУЛАМИ ГАММА-ОКСИДА АЛЮМИНИЯ,  
ПРОПИТАННЫМИ ВОДНЫМИ РАСТВОРАМИ КАРБАМИДА И  
БИКАРБОНАТА АММОНИЯ,  
В ПРОЦЕССЕ РАСТВОРЕНИЯ ОЯТ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ**

**О.А. Устинов<sup>1)</sup>, С.А. Якунин<sup>1)</sup>, М.В. Баташов<sup>2)</sup>, Л.В. Литвинюк<sup>2)</sup>,  
А.А. Черепанов<sup>2)</sup>, С.Л. Никулин<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – АО «ВНИИНМ», Москва, *OAUstinov@bochvar.ru*

<sup>2)</sup> – АО «СвердНИИХиммаш», Екатеринбург, *Nikulin@sniihim.ru*

Технология улавливания оксидов азота пористыми гранулами, пропитанными водными растворами карбамида и бикарбоната аммония применяется как в действующем производстве (АО «ЧМЗ»), так и в новых проектах (ОДЦ ГХК, «Прорыв»). Процесс и аппаратура получили название СМОГ (силикагель-мочевинная очистка газов), впоследствии силикагель был заменен на гамма-оксид алюминия. В АО «СвердНИИХиммаш» разработана, изготовлена и испытана модульная установка СМОГ-50 (максимальная производительность 50 м<sup>3</sup>/ч) при исходных концентрациях диоксида азота 0,5–1 г/м<sup>3</sup> при пропитке гранул растворами карбамида (50 г/л), бикарбоната аммония (33 г/л) и смеси карбамида и бикарбоната аммония (100 и 210 г/л соответственно). При испытаниях выявлены некоторые особенности процесса улавливания:

- при пропускании очищаемого газа через слой гранул содержание жидкости в гранулах снижалось до стабильной величины 10 мас. %, только при этом стабильно обеспечивалась максимальная эффективность очистки 94 – 99,9 %;

- образующиеся продукты улавливания (азотная кислота, нитраты аммония и карбамида) удерживались в объеме гранул сорбента, не сливаясь на дно аппарата;

- при промывке гранул водой часть продуктов улавливания удерживалась в сорбенте.

Таким образом, установлено, что улавливание диоксида азота обеспечивается не только за счет взаимодействия с реагентами, но и за счет сорбции продуктов улавливания гранулами сорбента.

**РЕЗУЛЬТАТЫ ДИНАМИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ТЕХНОЛОГИИ  
КОМПЛЕКСООБРАЗОВАТЕЛЬНОЙ РЕЭКСТРАКЦИИ ПЛУТОНИЯ  
ФОРМИАТОМ ЭТИЛЕНДИАМИНА ПРИМЕНИТЕЛЬНО К  
УСЛОВИЯМ АФФИНАЖНОГО ОТДЕЛЕНИЯ ЗАВОДА РТ-1**

**Р.Н. Хасанов<sup>1)</sup>, А.И. Широков<sup>1)</sup>, С.А. Лукин<sup>1)</sup>, А.Н. Машкин<sup>1)</sup>,  
В.И. Волк<sup>2)</sup>, Ю.А. Ворошилов<sup>1)</sup>, К.А. Кадочигов<sup>1)</sup>, В.С. Ермолин<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ФГУП «ПО «МАЯК», г. Озёрск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)*

*<sup>2)</sup> – ГНЦ РФ АО «ВНИИИМ им. ак. А.А. Бочвара», г. Москва*

Процесс комплексообразующей реэкстракции плутония широко используется в экстракционных процессах на стадии аффинажа завода РТ-1. В качестве комплексообразователя применяется серная кислота, которая обладает своими преимуществами и недостатками. На сегодняшний день альтернативой серной кислоте являются бессолевые комплексообразователи, поскольку при их использовании в состав жидких радиоактивных отходов, отправляемых на последующую переработку и захоронение, не вводятся дополнительных солей. Одним из данных реагентов является формиат этилендиамина ( $C_2H_4(NH_2)_2(HCOOH)_2$ ), который рассмотрен в данной работе.

Испытания выполняли в лабораторном масштабе, на экстракционном стенде из трех экстракционных блоков типа «смеситель-отстойник», на которых реализовывали стадии процесса экстракционного извлечение плутония, промывки экстракта плутония, реэкстракции плутония и регенерации оборотного экстрагента. В качестве исходного раствора использовали азотнокислый раствор плутония, а в качестве экстрагента – 30 %<sub>об.</sub> раствор ТБФ в н-парафинах фракции C<sub>13</sub>. Для реэкстракции плутония использовали раствор формиат этилендиамина.

Выявленной особенностью реализации данного метода реэкстракции являлось условие поддержания необходимой кислотности в реэкстракционной зоне. Несоблюдение данного условия приводило к снижению эффективности реэкстракции, и, в некоторых случаях, вызывало осадкообразование.

Полученные результаты указывают на то, что данный способ реэкстракции позволяет сконцентрировать плутоний относительно потока питания не менее чем в 15 раз, при относительно низких сбросах компонента в рафинат. Данная схема полностью реализуема в действующем производстве завода РТ-1.

## РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ – ПРОМЕЖУТОЧНЫЕ ИТОГИ

А.Ю. Шадрин<sup>1,2)</sup>, К.Н. Двоглазов<sup>1,2)</sup>, В.А. Кащеев<sup>1,2)</sup>, В.Л. Виданов<sup>1,2)</sup>,  
О.В. Шмидт<sup>1,2)</sup>, Ю.С. Мочалов<sup>1)</sup>, В.И. Волк<sup>2)</sup>, О.А. Устинов<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – Частное учреждение ГК «Росатом» «ИТЦП «ПРОРЫВ»,  
*shau@proryv2020.ru*

<sup>2)</sup> – АО «ВНИИНМ им. акад. А.А. Бочвара», *AUShadrin@bochvar.ru*

В рамках проектного направления «Прорыв» с 2012 г. разрабатывается технология переработки смешанного уран-плутониевого нитридного (СНУП) и оксидного (МОКС) отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реакторов на быстрых нейтронах (РБН). Разрабатывается комбинированная (пиро + гидро) и гидрометаллургическая технология переработки ОЯТ РБН. К настоящему времени НИОКР по гидрометаллургической технологии находится в стадии завершения. Работы по пирохимической технологии и технологии плазменной сепарации находятся в стадии НИР.

Разработку гидрометаллургической технологии переработки ОЯТ РБН ведут ИТЦП «ПРОРЫВ», АО «ВНИИНМ», АО «СХК», АО «Радиевый институт», АО «ВНИИХТ», АО «НИИАР», ПО «Маяк», ГЕОХИ РАН, ИФХЭ РАН, МГУ и целый ряд других организаций, усилиями которых проверены все основные операции переработки ОЯТ, в том числе:

- на стенде АО «СХК» с использованием килограммовых количеств плутония проведены проверки вариантов экстракционного и экстракционно-кристаллизационного аффинажа неразделенной смеси U-Pu-Np;
- введена в эксплуатацию полномасштабная установка получения порошков актинидов методом прямой СВЧ денитрации, позволяющая снизить в 4,5 раза объем жидких РАО;
- с использованием реальных ВАО от переработки ОЯТ проверена технология выделения фракции Am-Cm и разделения Am и Cm;
- разработана комплексная технология извлечения из ЖРО трансурановых элементов, позволяющая перевести РАО 2-ого класса в 3-й класс.
- подтверждена возможность переработки топлива с выгоранием до 20% т.а. с потерями актинидов в РАО менее 0,1 % от исходного.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА УДАЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ  
МЕТАЛЛОВ С ПОВЕРХНОСТИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ИЗДЕЛИЙ НА  
ЛАБОРАТОРНОЙ УСТАНОВКЕ ПУЛЬСАЦИОННОЙ  
ДЕЗАКТИВАЦИИ**

**С.С. Широков, А.Ю. Кузнецов, Е.В. Широкова**

*АО «ВНИИНМ», г. Москва, e-mail: shirokov\_sergey@mail.ru*

При выводе из эксплуатации ЯРОО АО «ВНИИНМ», в частности исследовательского корпуса «Б», выявились проблемы в области дезактивации металлов загрязненных радионуклидами.

Одной из наиболее сложных задач является дезактивация металлов, имеющих глубинные загрязнения поверхностей, в том числе трансурановыми радионуклидами, вследствие коррозионных процессов. В этом случае, прежде всего, необходимо использовать соответствующие дезактивирующие растворы, обеспечивающие растворение продуктов коррозии, удаление окисных пленок.

Для исследования процесса удаления радиоактивных загрязнений с поверхности металлических изделий был использован опытный комплекс пульсационной дезактивации, моделирующий различные условия проведения дезактивационных работ. Эффективность дезактивации во многом определяется гидродинамическими условиями процесса обработки на данной установке. Необходимо создавать развитую турбулентность растворов во всех точках обрабатываемых изделий, включая отверстия, резьбы и т.д. с целью обеспечения доступа раствора к очищаемой поверхности (увеличения скорости реагирования раствора с загрязнениями). Обеспечение высокой скорости перемещения дезактивирующего раствора относительно обрабатываемой поверхности гарантирует отсутствие застойных и мертвых зон вокруг дезактивируемых изделий путем создания интенсивного циркуляционного воздействия на обрабатываемую поверхность для отрыва и удаления растворяемых фрагментов с возможностью отмыва очищенных участков от следов загрязнений.

В результате проведенных исследований разработан и введен в эксплуатацию аппарат пульсационной дезактивации для проведения испытаний дезактивирующих растворов и композиций на их основе с целью получения оптимальных, статистически достоверных показателей их работы.

**РЕЗУЛЬТАТЫ СТЕНДОВЫХ ИСПЫТАНИЙ РЕЖИМА  
ДВУХПОТОЧНОГО ДОЗИРОВАНИЯ ЭКСТРАГЕНТА НА  
ГОЛОВНОЙ ЭКСТРАКЦИОННЫЙ АППАРАТ В ПРОЦЕССЕ  
ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ НА ЗАВОДЕ РТ-1**

**А.И. Широков<sup>1)</sup>, А.Н. Машкин<sup>1)</sup>, В.И. Волк<sup>2)</sup>, Ю.А. Ворошилов<sup>1)</sup>,  
В.С. Ермолин<sup>1)</sup>, Р.Н. Хасанов<sup>1)</sup>, Е.В. Брайчун<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, cpl@po-mayak.ru*

*<sup>2)</sup> – ГНЦ РФ АО «ВНИИНМ им. акад. А.А. Бочвара», г. Москва*

Целью настоящих исследований являлась проверка предложенного специалистами АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара» варианта повышения очистки экстракта урана от продуктов деления в режиме двухпоточного дозирования экстрагента на головной экстракционный аппарат отделения экстракционной переработки растворов ОЯТ.

По сравнению с действующей технологией в предложенном варианте зона экстракции целевых компонентов делится на две части, в первую из которых направляется преобладающий поток оборотного экстрагента, в результате чего достигается повышенное насыщение экстракта ураном, что обеспечивает высокую очистку от примесей за счет вытеснения нецелевых компонентов. На второй стадии, экстракция осуществляется с пониженным соотношением потоков фаз (О:В), что определяет пониженное извлечение и накопление слабоэкстрагируемых примесей (азотная кислота, цирконий и др.) в заурановой зоне.

Испытания выполнялись в лабораторном масштабе, на экстракционном стенде, представляющем собой каскад экстракторов типа смеситель-отстойник с пульсационным перемешиванием фаз. В качестве исходного раствора использовали имитатор раствора ОЯТ подготовленного к экстракции.

Полученные результаты показали, что при двухпоточном дозировании экстрагента по сравнению с действующей схемой производства происходит эффективная очистка экстракта урана от продуктов деления. Так, выход циркония в реэкстракт не превышал 0,3 %. Кроме того, в предложенном варианте происходил стабильный сброс технеция (от 33 до 48 %) в рафинат экстракционного цикла.

В целом схема двухпоточного дозирования экстрагента показала эффективную очистку от продуктов деления при высоком насыщении органического потока и требуемой технологической устойчивости процесса.

## ИСКРОВОЙ ПЛАЗМЕННЫЙ СИНТЕЗ КЕРАМИЧЕСКИХ И СТЕКЛОКЕРАМИЧЕСКИХ МАТРИЦ ДЛЯ АКТИВНЫХ ЗОН ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

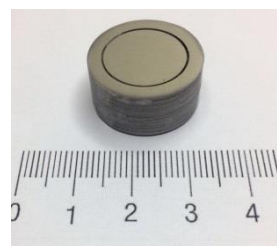
**О.О. Шичалин<sup>1,2)</sup>, А.А. Белов<sup>1,2)</sup>, А.В. Голуб<sup>1)</sup>, В.О. Главлинская<sup>1,2)</sup>,  
А.Д. Номеровский<sup>1,2)</sup>, Е.К. Папынов<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ФГБУН Институт химии ДВО РАН, Владивосток,  
papunov@mail.ru*

*<sup>2)</sup> – ФГАОУ ВО «Дальневосточный федеральный университет»,  
Владивосток, schoolNS@dvfu.ru*

Исследование ориентировано на разработку альтернативных решений по замене  $^{137}\text{CsCl}$  - наполнителя активных зон источников ионизирующего гамма-излучения (ИИИ), на более практичный и безопасный для эксплуатации материал стеклокерамического типа. В работе предложен современный способ синтеза высокопрочных алюмосиликатных керамических матриц, пригодных для прочной иммобилизации радионуклидов цезия. Исключительное качество матриц обеспечено передовыми возможностями технологии искрового плазменного спекания (ИПС), основанной на высокоскоростной консолидации алюмосиликатной шихты (цеолиты) радионуклидного содержания, в термодинамически стабильную стеклокерамику (см. табл.). Исследования описывают ранее не изученные особенности ИПС консолидации природных и синтетических порошков цеолитов, в том числе, сорбционно-насыщенных имитатором радиоактивного цезия, включая установление динамики их уплотнения и специфики фазообразования под воздействием искровой плазмы.

Сорбционная емкость по $\text{Cs}^+$	~25 масс.%
Прочность при сжатии	~500 МПа
Истинная плотность	99,8% от теор.
Скорость выщелачивания по Cs	$<10^{-5}-10^{-7}$ г/см <sup>2</sup> ·сут
Дозировка по уд. активности (разброс не более)	±5%



Предложен способ изготовления прототипа изделия ИИИ, подобного марки RSL производимой ПО «Маяк» (г. Озерск), в виде одностадийной ИПС формовки стекломатрицы, содержащей цезий в стальной оболочке (см. рис.).

Исследование проведено при финансовой поддержке гранта Российского научного фонда (проект № 17-73-20097).



## **РЕЗУЛЬТАТЫ ВЕРИФИКАЦИИ МОДЕЛЕЙ ОСНОВНЫХ ПРОЦЕССОВ ФАБРИКАЦИИ НИТРИДНОГО ТОПЛИВА**

**О.В. Шульц, А.А. Бочкарева, Т.А. Куприянец, И.Р. Макеева,  
И.В. Пешкичев**

***ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», г. Снежинск,  
o.v.shults@vniitf.ru***

В рамках работ по проектному направлению «Прорыв» в 2014-2016 г.г. в РФЯЦ-ВНИИТФ были разработаны математические модели ряда процессов фабрикации и переработки нитридного ядерного топлива с целью создания комплекса моделей в составе единого программного средства, позволяющего проводить как независимые, так и связанные расчёты для моделирования технологических процессов. Такие расчёты позволяют на всех стадиях разработки и эксплуатации технологической линии прогнозировать значения важных параметров, определять их влияние на поведение системы в целом и находить оптимальные условия проведения процессов.

В 2017 году была выполнена работа по верификации моделей процессов фабрикации нитридного топлива. Для верификации были использованы экспериментальные данные, приведённые в ряде научных публикаций.

В рамках настоящей работы проведены тестовые расчёты по математическим моделям, разработанным в РФЯЦ-ВНИИТФ. Тестовые расчёты проводились в постановках, соответствующих постановкам экспериментов. Проведено сравнение расчётных и доступных экспериментальных данных. Для модели синтеза показано удовлетворительное согласие с экспериментом. Для остальных моделей показано хорошее согласие расчётных и экспериментальных данных. Это указывает на необходимость проведения дополнительных расчётно-экспериментальных исследований процессов фабрикации ядерного топлива, направленных в первую очередь на выяснение особенностей процесса карботермического синтеза, и во вторую – на уточнение моделей протекания остальных процессов.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 17-01-00873.

**СИСТЕМА РАСЧЕТНЫХ МОДЕЛЕЙ И КОДОВ ДЛЯ  
СОПРОВОЖДЕНИЯ И ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ  
РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ**

**О.В. Шмидт<sup>1)</sup>, И.Р. Макеева<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Частное учреждение ГК «Росатом» «ИТЦП «ПРОРЫВ»,  
shov@proryv2020.ru*

*<sup>2)</sup> – ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. Е.И. Забабахина»*

В рамках проектного направления «Прорыв» разрабатываются модели и коды технологических переделов ЗЯТЦ:

– ПК ВИЗАРТ для расчета материальных потоков технологической схемы и ее отдельных участков в стационарном и динамическом режимах с учетом эволюции изотопного состава;

– математические модели технологических процессов, описывающие физико-химические, газо/гидродинамические, кинетические и фазовые процессы, протекающие в аппаратах, для обоснования диапазона технических параметров в штатном, переходном и аварийном режимах, а также для обоснования или оптимизации массогабаритных характеристик оборудования и расчета ресурса работы отдельных технологических узлов;

– КОД ТП для имитации работы технологических схем в режиме реального времени с целью исследования работоспособности, управляемости и оптимизации технологических линий, включая системы контроля и управления (модель АСУТП), в том числе моделирование аварийных ситуаций.

В настоящее время разрабатывается интегрированная система моделей и кодов для согласованного моделирования разнородных процессов и явлений, которые необходимо учитывать при расчетном сопровождении и обосновании безопасности технологий ЗЯТЦ. В составе разрабатываемой системы используются как существующие, так и вновь разрабатываемые модели и коды, предназначенные для описания технологических процессов и аппаратов, ядерной и радиационной безопасности, критериев воспламенения, горения, поведения конструкций и инженерных систем в условиях критических нагрузок и т.п. Использование современных вычислительных систем позволяет организовать проведение связанных расчетов с обменом данными между различными программными средствами – от инженерных до CFD-кодов, и обеспечить решение комплексной задачи моделирования технологий ЗЯТЦ.

**ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ОСАДИТЕЛЬНЫХ  
МЕТОДОВ ОЧИСТКИ УРАНА ИЗ УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ**

**К.О. Щербакова<sup>1)</sup>, А.С. Корнилов<sup>1)</sup>, А.О. Макаров<sup>1)</sup>, Е.В. Питеркина<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов». г. Димитровград  
e-mail: niiar@niiar.ru*

*<sup>2)</sup> – Димитровградский инженерно-технологический институт  
(филиал НИЯУ МИФИ), г. Димитровград*

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

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

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

## РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ВЫДЕЛЕНИЯ УРАНА-233 ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ТОРИЯ

А.З. Юмагуев, А.Н. Машкин, Р.Н. Хасанов

*ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)*

На ФГУП «ПО «Маяк» на хранении в течение около 60 лет находятся десятки тонн облученных ториевых блоков, содержащих уран-233, накопившийся при облучении блоков с торием-232 в тяжеловодном реакторе ОК-180 по реакции радиационного захвата нейтронов.

Главными продуктами распада урана-233 являются торий-229 и актиний-225, которые могут быть востребованы на мировом рынке радиофармацевтических препаратов для радиоиммунной терапии раковых заболеваний.

На радиохимическом заводе РТ-1 возможно реализовать экстракционную технологию выделения целевого компонента урана-233 из растворов после растворения облученных ториевых блоков для наработки в последующем тория-229.

Все реализованные в производственных масштабах схемы экстракционной переработки облученного тория в головной части экстрактора предполагают либо совместное экстракционное выделение урана и тория с последующей раздельной реэкстракцией (Thorex-процесс), либо селективное экстракционное выделение урана (Interim-23 процесс).

В связи с этим были проведены эксперименты по подбору состава экстрагента и поиску оптимальных условий проведения экстракционного процесса.

На основе полученных экспериментальных данных была математически смоделирована и проверена в лабораторных условиях ступенчато-непрерывная противоточная экстракция урана на четырех ступенях. Проведенный эксперимент подтвердил возможность отделения урана от макроколичеств тория. Выход урана в итоговый продукт составил более 90 % от расчетного.

На основе проведенных лабораторных экспериментов произведена оценка технологической возможности экстракционных отделений завода РТ-1 и предложены принципиальные технологические схемы переработки облученного тория применительно к действующим производствам.



## **6. ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ**



**СТЕНДОВАЯ УСТАНОВКА ИПХТ ДЛЯ ОТРАБОТКИ ПРОЦЕССА  
ОСТЕКЛОВАНИЯ ВАО ПРИМЕНИТЕЛЬНО К БАЗОВОЙ  
ТЕХНОЛОГИИ ОДЦ ГХК**

**А.Ю. Абашкин<sup>1)</sup>, А.С. Алой<sup>1)</sup>, Е.Ю. Иванов<sup>1)</sup>, Д.Б. Лопух<sup>2)</sup>,  
А.В. Вавилов<sup>2)</sup>, А.П. Мартынов<sup>2)</sup>, И.Н. Скриган<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – АО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург,  
*abashkin@khlopin.ru*

<sup>2)</sup> – Санкт-Петербургский Государственный Электротехнический  
Университет «ЛЭТИ», *dblopukh@yandex.ru*

На основе новой российской концепции разработки установок остекловывания радиоактивных отходов методом ИПХТ в кооперации АО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина» и СПбГЭТУ «ЛЭТИ» создан экспериментальный стенд. Представленная публикация является первой информацией о ведущейся разработке в рамках государственной программы.

Отличительными особенностями стенда являются:

- Высокая мощность установки до 240 кВт.
- Пониженная частота тока 300 – 500 кГц.
- Современный транзисторный генератор с КПД до 85 %.
- Вспомогательный транзисторный генератор для обеспечения донного слива расплава через индукционное сливное устройство.
- Использование высокоэффективного холодного тигля особой конструкции, обеспечивающей включение до 20% ВАО с производительностью по стеклу 11 кг/час при подаче ЖРО.

Кроме генератора и печи ИПХТ стенд включает следующие технологические узлы и системы:

- Узел подготовки и подачи модельных ВАО в холодный тигель.
- Узел приема расплава стекла и удаления приемного контейнера.
- Узел очистки печных газов и аэрозолей.
- Инновационная информационно-измерительная и управляющая система измерения электрических и тепловых параметров расплава, печи и установки.

В период 2014-2017 г. г. с использованием модельных отходов ОДЦ ГХК был проведен ряд НИОКР, по результатам которых выданы исходные требования и ТЗ на проектирование опытно-промышленной установки остекловывания ВАО в составе ОДЦ ГХК.



## СОНОЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИЙ СПОСОБ ОЧИСТКИ МЕТАЛЛА ОТ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

А.А. Акатов, Ю.С. Коряковский, В.А. Доильницын

*СПбГТИ(ТУ), Санкт-Петербург, andrey\_akatov@technolog.edu.ru*

Проведены лабораторные исследования способа совмещенной электрохимической и ультразвуковой дезактивации на модельных и реальных образцах радиоактивно загрязненного металла. Показано, что одновременная обработка протекает в несколько раз быстрее и эффективнее, нежели электрохимическая или ультразвуковая дезактивация по отдельности. Реализация способа возможна в электролитах любого состава, однако по ряду показателей, в том числе по эффективности удаления загрязнения, оптимальными признаны растворы серной кислоты и некоторых других кислот невысокой концентрации (до 50 г/дм<sup>3</sup>).

Предложена и проверена технология обращения с отработавшим дезактивирующим раствором на основе серной кислоты. Продемонстрирована возможность очистки раствора за счет соосаждения радионуклидов с кальцийсодержащим осадком, который направляется на цементирование. Установлено, что цементный компаунд при степени включения до 35 % (масс.) соответствует требованиям НП-019-15 по механической прочности и водоустойчивости. Воду, отделенную от осадка, предлагается доочищать от радионуклидов цезия на селективном сорбенте и использовать повторно для приготовления свежего дезактивирующего раствора.

Согласно проведенным оценкам на 1 тонну радиоактивно загрязненного металла будет образовываться около 50 дм<sup>3</sup> отвержденных (цементированных) вторичных отходов.

Выполнена технико-экономическая оценка предложенного подхода, которая показала его целесообразность в случае перевода металлических радиоактивных отходов в класс с более низким тарифом на захоронение или в случае их вывода из категории РАО, что обеспечивается высокой эффективностью совмещенной электрохимической и ультразвуковой дезактивации (коэффициент дезактивации прочнофиксированных загрязнений может достигать 10<sup>2</sup>-10<sup>3</sup>).

На предлагаемую технологию получен патент RU2635202C2 и оформлена заявка RU2015147448A на реализацию способа дезактивации в виде комплексной установки.

## **ИММОБИЛИЗАЦИЯ МОДЕЛЬНЫХ ЖИДКИХ ВАО ОДЦ ГХК НА СТЕНДОВОЙ УСТАНОВКЕ МИКРОВОЛНОВОГО НАГРЕВА**

**А.С. Алой, А.Ю. Абашкин, Е.Ю. Иванов, М.В. Никандрова**

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург,  
aloy@khlopin.ru*

Для проведения технологических испытаний по иммобилизации модельных высокоактивных отходов ОДЦ ГХК была использована экспериментальная установка микроволнового (СВЧ) нагрева. Основными элементами установки являются: СВЧ генератор; технологический блок; волноводный тракт с устройством согласования; система газоочистки и система дозирования.

В ходе работы было установлено, что глубина проникновения СВЧ-поля в обрабатываемый материал составляет  $\approx 4$  см, поэтому для обеспечения наибольшей эффективности процесса сушки и кальцинации ЖВАО толщина слоя стартовой загрузки должна быть равной этому значению. Скорость выхода СВЧ-установки на режим находится в прямой зависимости от агрегатного состояния материала стартовой загрузки в тигле-контейнере. Если стартовая загрузка – жидкость, выход установки на режим занимает около 20 – 30 минут. При этом коррекция КПД процесса производится путем увеличения резонансного объема с помощью устройства согласования. В случае, когда стартовая загрузка представляет собой твердое вещество, выход на режим занимает 10 – 15 минут. В период выхода установки на режим величина подаваемой мощности не должна превышать 2,5 кВт во избежание плазмообразования.

Дозирование раствора модельных ЖВАО должно производиться непрерывно. Оптимальная скорость дозирования составляет 3,5 – 5 л/час при условии использования адиабатической оболочки тигля. Завершение процесса кальцинации по окончании дозирования занимает в среднем около 10 минут.

Качество получаемого продукта зависит, в том числе, от типа инертного материала в составе раствора, поступающего на кальцинацию. В случае, когда инертный материал представляет собой кремнезоль, получаемый продукт представляет собой пористое стеклоподобное вещество, с высокой химической устойчивостью.

Для получения более плотной стекломатрицы с повышенной механической прочностью и низкой скоростью выщелачивания использовался инертный материал в виде тонкодисперсного перлита, представляющего собой алюмосиликат вулканического происхождения.

## ИЗУЧЕНИЕ МЕХАНИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МОДЕЛЬНОГО БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА БАЗОВОГО СОСТАВА ОДЦ ГХК

**А.С. Алой, А.А. Казадаев, М.В. Никандрова, А.В. Трофименко**

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург,  
aloy@khlopin.ru*

Поскольку стекло представляет собой хрупкий материал, стойкость его к разрушению под действием механических факторов является важным критерием оценки физической устойчивости отвержденной формы отходов. В блоке радиоактивного стекла внутренние напряжения обусловлены наличием температурного градиента между его центром и поверхностью. Данный градиент снижается со временем, но сохраняется на протяжении сотен лет, вплоть до распада Cs-137 и Sr-90. Внутренние термические напряжения вызывают распространение трещин и, в конечном счете, могут привести к самопроизвольному разрушению. Растрескивание увеличивает площадь поверхности стекла, вследствие чего возрастает риск увеличения выщелачивания и поступления радионуклидов в окружающую среду.

Механические силы (давление, изгиб, кручение и т. п.), действующие на контейнер со стеклом (например, в ходе долгосрочного захоронения в геологические формации), могут не только разорвать его, но также разрушить матрицу на мелкие фрагменты. Таким образом, механические свойства остеклованных РАО, несомненно, требуют количественной регламентации и их значения должны соответствовать критериям приемлемости для последующих стадий хранения и захоронения.

Экспериментальные исследования были проведены с использованием специально изготовленных образцов боросиликатных стекол базового состава ОДЦ ГХК с разным включением модельных отходов высокого уровня активности (15 и 20 масс. % включения оксидов модельных ВАО) и комплекса оборудования испытательного стенда ФТИ им. ак. Иоффе (г. Санкт-Петербург).

По результатам испытаний прочности на сжатие цилиндрических образцов диаметром 10 мм и высотой 25 мм были получены величины  $0,8 \pm 0,2$  ГПа для стекла с 15 масс.% и  $1,4 \pm 0,5$  ГПа для образцов с 20 масс.% включения оксидов модельных ВАО. Величины прочности на изгиб, полученные для пластин диаметром 70 мм и толщиной 4 мм, оказалась одинаковой для обоих составов стекол и равны  $0,16 \pm 0,07$  ГПа.

Полученные данные значительно превышают аналогичные характеристики для алюмофосфатных стекол по НП-019 (2015) и предлагаются к включению в новую редакцию НП-019.

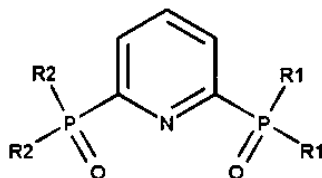
## ЖИДКОСТНАЯ ЭКСТРАКЦИЯ $An(III)$ И $Ln(III)$ N-ГЕТЕРОЦИКЛИЧЕСКИМИ ФОСФИНОКСИДАМИ

**Н.Г. Андреади<sup>1)</sup>, П.И. Матвеев<sup>1)</sup>, А.А. Митрофанов<sup>1)</sup>, Н.Е. Борисова<sup>1)</sup>,  
Г.Г. Закирова<sup>1)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>, Е.В. Белова<sup>2)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>,  
Б.Ф. Мясоедов<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, Москва, [NikolayAndreadi@gmail.com](mailto:NikolayAndreadi@gmail.com)

<sup>2)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва

Фосфиноксидные экстрагенты – перспективные лиганды для экстракционного разделения актинидов(III) и лантанидов(III). В данной работе рассмотрены экстракционные свойства фосфиноксидов на основе пиридина:



Экстракция проводилась в системе «нитробензол-вода». Концентрация азотной кислоты в водной фазе варьировалась в пределах 0,5 – 5 моль/л, а концентрация экстрагентов была 0,001 моль/л в нитробензоле. Америций (<sup>241</sup>Am) и европий (<sup>152</sup>Eu) были добавлены в индикаторных количествах и их содержание в растворах определялось методом гамма-спектрометрии. Данные элементы были выбраны как представители групп трёхвалентных актинидов и лантанидов.

В ходе исследования было установлено, что экстрагенты с необъемными заместителями обладают высокими SF и эффективно извлекают выбранные катионы, а для экстрагентов с объёмными заместителями – коэффициенты распределения крайне малы. Из этого был сделан вывод о том, что геометрия заместителей сильно влияет на экстракционную способность у данного класса соединений, что также подтверждается проведёнными теоретическими расчетами. Также были проведены дополнительные эксперименты в присутствии конкурирующих катионов и исследована радиационная стойкость данных соединений.

В результате работы было показано, что лиганд тетрафенилпиридин фосфиноксид обладает умеренной эффективностью экстракции и позволяет отделять Am из ВАО с  $SF(Am/Cm, Ln) = 3,0-3,5$ . Также данный лиганд обладает относительно высокой радиационной стойкостью – изменений в экстракционных свойствах не обнаружено как минимум до поглощенной дозы в 200 кГр (внешнее гамма-облучение). Всё это делает данный лиганд перспективным для использования при переработке реальных растворов ВАО.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФ (грант № 16-13-10451).

## ЖИДКОСТНАЯ ЭКСТРАКЦИЯ Am(III) И Eu(III) ДИАМИДАМИ N-ГЕТЕРОЦИКЛИЧЕСКИХ КИСЛОТ, СОДЕРЖАЩИХ ЭЛЕКТРОНО-АКЦЕПТОРНЫЕ ЗАМЕСТИТЕЛИ

**Н.Г. Андреади<sup>1)</sup>, А.А. Смирнова<sup>1)</sup>, П.И. Матвеев<sup>1)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>,  
Г.В. Лавров<sup>2)</sup>, Н.А. Устынюк<sup>2)</sup>, Ю.А. Устынюк<sup>1)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

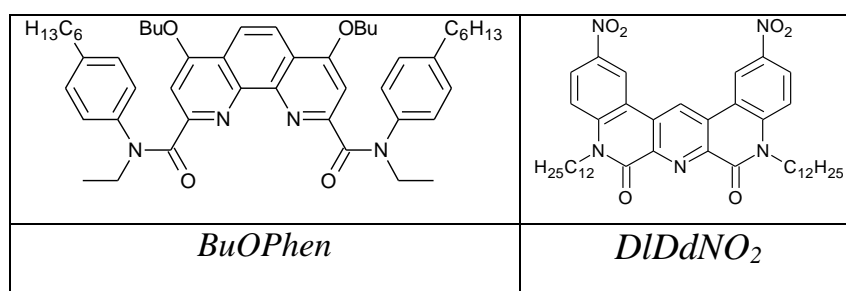
<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, Москва

<sup>2)</sup> – ИНЭОС РАН, Москва

Поиск новых селективных по отношению к америцию(III) экстрагентов является сложной задачей. Основным аспектом такого поиска является установление закономерности «структура – экстракционные свойства». Ранее было показано, что ужесточение структуры экстрагента приводит к резкому увеличению экстракционной способности [1], а введение электронно-акцепторных атомов хлора в положения 4 и 7 фенантролинового фрагмента приводит к увеличению коэффициента разделения пары америций-кюрий [2].

В рамках данной работы были установлены растворимости в различных растворителях и экстракционные свойства по отношению к Am(III) и Eu(III) двух новых лигандов – диамида 4,7-дибутоксифенантролиндикарбоновой кислоты (BuOPhen) и динитропроизводного пиридинового дилактама (DlDdNO<sub>2</sub>). Было показано, что лиганд BuOPhen обладает растворимостью >0,05 М в октане, однако протонирование лиганда приводит к образованию осадка. Установленный коэффициент селективности составил SF(Am/Eu)=10. Лиганд DlDdNO<sub>2</sub> оказался растворим только в полярных растворителях и обладает низкой экстракционной эффективностью.

Таблица 1. Структурные формулы исследованных лигандов.



Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках проекта №18-33-00616\18 мол\_а.

[1]. Lavrov H. V. et al //Dalton Transactions. – 2017. – Т. 46. – №. 33. – С. 10926-10934.

[2]. Alyapyshev M. et al. //Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2018. – Т. 316. – №. 2. – С. 419-428.

## СОРБЦИЯ ТЕХНЕЦИЯ НА ШУНГИТОНОСНЫХ ПОРОДАХ

Н.Д. Андрищенко<sup>1)</sup>, Е.В. Захарова<sup>1)</sup>, А.В. Сафонов<sup>1)</sup>, И.М. Прошин<sup>1)</sup>,  
А.В. Макаров<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *ИФХЭ РАН, Москва, e-mail: nataliarchem@gmail.com*

<sup>2)</sup> – *РХТУ, Москва*

В настоящее время все большую значимость приобретают вопросы, связанные с экологической безопасностью объектов захоронения радиоактивных отходов, созданных в середине XX века. Одним из наиболее перспективных современных решений является сооружение барьеров безопасности из доступных природных материалов. Ввиду сложного состава РАО барьерные материалы должны обладать мультифункциональными сорбционными характеристиками.

Целью данной работы являлась оценка возможности использования шунгитоносной породы максовит в качестве материала для локализации пертехнетат-иона – долгоживущего и радиотоксичного металла, который встречается в виде хорошо растворимого аниона  $TcO_4^-$ .

Шунгитоносная порода - это докембрийская горная порода (возраст свыше 1,95 млрд.лет) с высоким содержанием метаморфизованного аморфного углерода, занимающая по составу и свойствам промежуточное положение между антрацитами и графитом.

В результате проведенных сорбционных экспериментов было показано, что технеций извлекается максовитом из различных водных растворов (степень сорбции выше 90% при концентрации  $TcO_4^-$   $5 \cdot 10^{-6}$  М). Данные  $\beta$ -радиографии позволили установить макрораспределение Tc на поверхности образцов.

Для оценки механизма сорбции был использован метод последовательного выщелачивания, результаты которого показали, что значительная часть технеция связывается с органическим веществом материала.

Полученные данные, а также доступность максовита и его механо-физические свойства, позволяют рекомендовать этот материал к дальнейшему изучению в качестве составной части различных инженерных барьеров: как противодиффузионных, на основе глинистых материалов, так и противомиграционных, в том числе проницаемых реакционных барьеров.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ. № 16-03-00153 А.

## СОРБЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВИРОВАННЫХ УГЛЕЙ ПО ОТНОШЕНИЮ К ПЕРТЕХНЕТАТ-ИОНАМ

Н.Д. Андрищенко<sup>1)</sup>, А.В. Макаров<sup>2)</sup>, А.В. Сафонов<sup>1)</sup>, Е.В. Захарова<sup>1)</sup>,  
Е.А. Тюпина<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва

<sup>2)</sup> – РХТУ им. Д.И.Менделеева, Москва

В атомной отрасли долгое время остаётся нерешённой проблема безопасного обращения с технецием из-за его низкой сорбционной способности и высокой подвижностью в аэробных условиях. В настоящее время уже накоплено более 60 тонн <sup>99</sup>Tc, выделенных из ОЯТ. Для включения технецийсодержащих РАО стандартные минеральные матрицы недостаточно эффективны из-за высокой степени выщелачивания пертехнетат-иона. Для повышения безопасности хранилища необходимо использовать новые материалы, обеспечивающие эффективную и долговременную иммобилизацию технеция в составе минеральных матриц и геохимических барьеров в зоне размещения хранилища.

В экспериментах были изучены сорбционные характеристики таких активированных углей, как берёзовый активированный уголь (БАУ), активированный графит (АГ-3) и кокосовый активированный уголь (КАУ), обладающих развитой удельной поверхностью. Исследование кинетики показало, что время достижения сорбционного равновесия для данных образцов составляет не более 24 часов. В ходе экспериментов были определены коэффициенты межфазного распределения, достигающие  $6 \cdot 10^3$ ,  $5 \cdot 10^5$  и  $1 \cdot 10^5$  мл/г для образцов БАУ, АГ-3 и КАУ, соответственно. Минимальное значение коэффициента распределения вероятно связано с более низкой площадью поверхности образца БАУ. Данные последовательного выщелачивания по методу Тессьера показывают, что более 50% сорбированного технеция на всех исследованных образцах находится в прочнофиксированной форме.

## О ВЫБОРЕ МЕТОДА ДЕЗАКТИВАЦИИ ВО ВРЕМЯ МЕРОПРИЯТИЙ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО И РАДИАЦИОННООПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

А.Н. Белозуб, Ю.А. Похитонов

*АО Радиевый институт, Санкт Петербург, [A.N.Belozub@khlopin.ru](mailto:A.N.Belozub@khlopin.ru)*

Целью работы был поиск технических решений, которые позволят проводить дезактивацию оборудования с минимальными затратами и обеспечить надежную иммобилизации всех радиоактивных нуклидов.

Когда мы говорим о совершенствовании процессов дезактивации на стадии вывода из эксплуатации (ВЭ), то главной целью НИР и ОКР становится максимальное снижение объема вторичных ЖРО, стоимости их транспортирования последующего и захоронения. (Проблемы с переработкой дезактивационных растворов могут возникать при ВЭ, когда штатные узлы для их переработки (например, выпарные аппараты) уже не будут функционировать). И здесь самого пристального внимания заслуживает разработка технологии дезактивации без использования жидких сред.

Примером такого подхода является способ дезактивации [1] согласно которому полимерное пленочное покрытие наносится на загрязненную поверхность, после чего пленка удаляется с поверхности и становится твердым отходом. Недостатком данного способа являются проблемы, связанные с последующим удалением образовавшейся пленки с обработанной поверхности.

Согласно способу, разработанному в Радиевом институте, на поверхность наносят полимерную композицию в виде геля, в состав которого входят дезактивирующие реагенты. Нанесенный гель растворяет примеси и происходит дезактивация. После выдержки и сушки геля проводят его удаление с очищенной поверхности. При реализации такого подхода полностью снимется проблема переработки вторичных ЖРО.

Другим направлением исследований явилось использование полимерных материалов в качестве средства для отверждения вторичных ЖРО после использования жидких рецептур. Использование полимеров позволяет отверждать водные (и смешанные водно-органические) отходы, и снизить объем ТРО, поступающих на захоронение.

Ощутимый эффект применения подобных композиций достигается и при ликвидации аварийных ситуаций [2]. В докладе дан анализ ситуации, когда при ВЭ используемые методы жидкостной дезактивации имеют целый ряд ограничений ввиду возникающих проблем с переработкой вторичных отходов.

Окончательное решение в пользу той или иной технологии должно быть сделано только после тщательного технико-экономического анализа каждого варианта на конкретном объекте.

[1]. Зимон А.Д., Пикалов В.К. Дезактивация. М., ИздАТ, 1994. 336 с.

[2]. Патент РФ № 2632924 (Способ ликвидации аварии при разливе радиоактивных растворов).



## **АНАЛИЗ РАБОТ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ В КОНТЕКСТЕ ТРЕБОВАНИЙ К ОКОНЧАТЕЛЬНОЙ ИЗОЛЯЦИИ РАО**

**Д.В. Бирюков, П.А. Блохин, А.А. Самойлов, О.Б. Фролова**

*ИБРАЭ РАН, г. Москва, biryukov@ibrae.ac.ru*

В соответствии с требованиями 190-ФЗ радиоактивные отходы подлежат обязательному захоронению в объектах окончательной изоляции, и каждый новый объект ЯТЦ во избежание накопления отложенных решений должен иметь свою инфраструктурную обеспеченность.

В настоящее время в Российской Федерации ведется строительство опытно-демонстрационного центра по отработке перспективных технологий и оборудования по переработке ОЯТ (ОДЦ) на ФГУП «ГХК». На ОДЦ планируется применение технологий с минимальным образованием РАО, часть из которых планируется захоранивать в ПГЗРО 1 и 2 класса в Нижнеканском массиве.

Объем и характеристики РАО, подлежащих захоронению, должны определяться с учетом необходимости решения задач по переработке ОЯТ, перспектив развития атомной энергетики и сооружения мощностей длительного хранения ОЯТ.

Стоит отметить, что ПГЗРО не является самостоятельным объектом, а представляет собой неотъемлемое звено топливного цикла и должен соответствовать новым технологиям для согласованного развития ЗЯТЦ. В этой связи видится важным проведение анализа технологических решений, предусмотренных на ОДЦ ФГУП «ГХК» в части обращения с РАО, и их соответствия техническим решениям по захоронению РАО в Нижнеканском массиве.

ОДЦ проектировался до вступления в силу ряда документов, регулирующих обращение с РАО, и ряд технических решений, заложенных в проекте, не в полной мере соответствует современным требованиям. Такая коллизия приводит к ряду несоответствий проектных решений по захоронению РАО и характеристик отходов, образующихся при эксплуатации ОДЦ, например, по радионуклидному составу и тепловыделению. По-видимому, разрешение данной проблемы лежит в плоскости регулирования нормативно-правового обеспечения, которое должно быть актуализировано соответствующим образом в ближайшее время. Тем не менее нельзя исключать и необходимость корректировки проектных решений, предусмотренных на ОДЦ ФГУП «ГХК» и ПГЗРО в Нижнеканском массиве, для их согласованности.

## ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ АЛЮМОФОСФАТНОГО СТЕКЛА В СТАТИЧЕСКОМ РЕЖИМЕ В ПРИСУТСТВИИ БЕНТОНИТА

**К.А. Болдырев<sup>1)</sup>, Д.В. Крючков<sup>1)</sup>, К.В. Мартынов<sup>2)</sup>, Е.В. Захарова<sup>2)</sup>.**

*<sup>1)</sup> ИБРАЭ РАН, Москва, [kaboldyrev@ibrae.ac.ru](mailto:kaboldyrev@ibrae.ac.ru), <sup>2)</sup> ИФХЭ РАН, Москва*

В Российской Федерации промышленное отверждение жидких высокоактивных РАО в алюмофосфатное стекло началось в 1987 году. Нарботанные остеклованные РАО в настоящее время размещены во временном хранилище на территории ФГУП «ПО «Маяк». В перспективе планируется их окончательное захоронение в ПГЗРО, строящемся в Красноярском крае. Поэтому разработка моделей выщелачивания алюмофосфатного стекла с учетом химических процессов становится не только важной, но и актуальной для оценки безопасности ПГЗРО.

Экспериментальное изучение выщелачивания модельного алюмофосфатного стекла с имитаторами элементов РАО было проведено в статическом режиме в присутствии бентонита, как главного барьерного материала. Для численного моделирования этого процесса создана кинетическая модель, учитывающая пересыщенность выщелата компонентами стекла, осаждение вторичных фосфатных и оксигидроксидных фаз и процессы сорбции, описываемые моделью ионного обмена. *Моделирование проводилось в расчетном коде PhreeqC 2.18. Расчетные и экспериментальные результаты показывают хорошую сходимость.*

В результате проведенных расчетов и сравнения экспериментальных и расчетных данных определены параметры выщелачивания компонентов (концентрации насыщения и время их достижения) из алюмофосфатного стекла в присутствии бентонита.

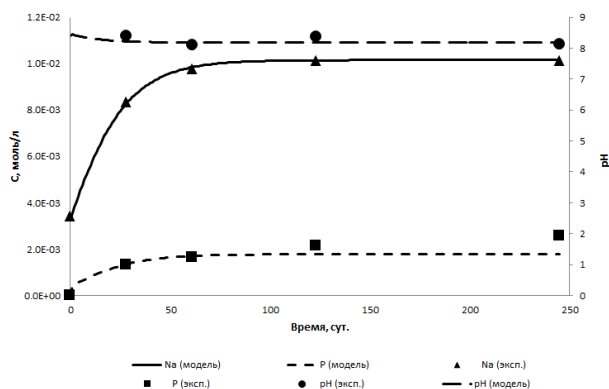


Рисунок 1 – Модельные и экспериментальные данные по концентрациям Na, P и pH в выщелатах

## ПЕРЕРАБОТКА ОБЛУЧЕННОЙ ВОДЫ [ $^{18}\text{O}$ ] $\text{H}_2\text{O}$ В УСЛОВИЯХ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ЛАБОРАТОРИИ ПЭТ-ЦЕНТРА

**С.Д. Бринкевич<sup>1,2)</sup>, Д.И. Бринкевич<sup>1,2)</sup>, В.О. Крот<sup>1,2)</sup> О.В. Тугай<sup>1,2)</sup>,  
Г.В. Чиж<sup>1)</sup>, И.П. Едимечева<sup>2)</sup>, Р.Л. Свердлов<sup>2)</sup>, А.А. Иванюкович<sup>3)</sup>**

<sup>1)</sup> – РНПЦ ОМР им. Н.Н. Александрова, Минск, *BrinkevichSD@bsu.by*

<sup>2)</sup> – БГУ, Минск, *Brinkevich@bsu.by*

<sup>3)</sup> – БелГИМ, Минск, *aiva@list.ru*

Облученная на циклотроне вода [ $^{18}\text{O}$ ] $\text{H}_2\text{O}$  после выделения [ $^{18}\text{F}$ ]фторида – регенерат – является наиболее проблемным видом жидких радиоактивных отходов ПЭТ-центров, поскольку содержит сложную смесь гамма- и бета-излучающих радионуклидов с периодом полураспада от нескольких часов до 12,3 лет. В настоящей работе была изучена возможность очистки регенерата методом дистилляции с использованием стандартной стеклянной лабораторной посуды. Воду [ $^{18}\text{O}$ ] $\text{H}_2\text{O}$  производства ЦМИ (Россия) облучали на циклотроне Cyclone 18/9 НС с ниобиевой мишенью и входным окном для ионов из сплава Navar. Производство меченых [ $^{18}\text{F}$ ]фтором соединений осуществляли на Synthra (IBA, Бельгия) и Synthra RN plus (Synthra, Германия). Изотопный состав определяли масс-спектрометрически на GC-QP2010 Plus (Shimadzu Corp., Япония). Содержание остаточных растворителей измеряли на хроматографе GC 6850 (Agilent, США). Гамма-спектрометрию выполняли с использованием детектора на особо чистом германии. Активность трития определяли на HIDEX 300 SL (Hidex Oy, Финляндия).

Показано, что дистилляция значительно снижает содержание гамма-излучающих радионуклидов в регенерате, в частности активность изотопов Со уменьшается в 348-1209 раз, Mn – в 183-450 раз, достигается полное удаление  $^{51}\text{Cr}$  и  $^{65}\text{Zn}$ . Мощность дозы гамма-излучения на поверхности сосуда с регенератом не превышает фоновых значений уже после первой дистилляции. Наблюдается снижение содержания остаточных растворителей: этанола, изопропанола и ацетонитрила в 2,7, 10,3 и 4,1 раза, соответственно. Установлено, что предложенная методика переработки не оказывает влияния на удельную активность трития и степень изотопного обогащения по  $^{18}\text{O}$ , что позволяет использовать ее лишь для предварительной очистки [ $^{18}\text{O}$ ] $\text{H}_2\text{O}$  в условиях ПЭТ-центра с целью последующей передачи в специализированные организации для дополнительного обогащения и выделения трития. Полученные результаты имеют важное значение для оптимизации методов обращения с жидкими радиоактивными отходами при производстве радиофармпрепаратов на основе  $^{18}\text{F}$  с использованием циклотрона Cyclone 18/9 НС.

## МАГНИЙ-КАЛИЙ-ФОСФАТНАЯ МАТРИЦА ДЛЯ ОТВЕРЖДЕНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**С.Е. Винокуров, С.А. Куликова, Б.Ф. Мясоедов**

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского  
Российской академии наук, Москва, Россия  
E-mail: vinokurov.geokhi@gmail.com*

Магний-калий-фосфатная (МКФ) матрица  $MgKPO_4 \cdot 6H_2O$ , синтетический аналог природного минерала К-струвит, является перспективным низкотемпературным материалом для иммобилизации различных типов РАО.

В работе были синтезированы образцы компаунда при иммобилизации имитаторов среднеактивных отходов (САО) ФГУП «ПО «Маяк», образующихся при регенерации отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на стадии экстракционного аффинажа плутония и нептуния, а также высокоактивных отходов (ВАО) ФГУП «ГХК» - при переработке ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000.

Изучены фазовый состав и структура синтезированных компаундов и показано, что компоненты РАО находятся в компаунде в форме малорастворимых фосфатных соединений. Определены физико-химические свойства компаундов, в том числе их механическая (предел прочности на сжатие и изгиб, модуль Юнга), термическая и радиационная устойчивость. Установлена высокая гидролитическая устойчивость МКФ компаунда в соответствии с ГОСТ Р 52126-2003. Показано, что показатели качества МКФ компаунда с иммобилизованными имитаторами САО и ВАО соответствуют действующим нормативным требованиям НП-019-15 к цементному и стеклоподобному компаунду, соответственно.

Таким образом, минералоподобный компаунд на основе МКФ матрицы может быть использован для иммобилизации ЖРО различного химического и радионуклидного состава, что будет обеспечивать надежную изоляцию радионуклидов отходов от окружающей среды.

Исследования выполнены при поддержке Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» (№ Н.4д.21.(2.4).16.1044 от 06.04.2016г.) и ФГУП «ГХК» (№ 24-16-975/8759/1084 от 17.10.2016).

**ПОВЕРХНОСТНО-МОДИФИЦИРОВАННЫЕ СОРБЕНТЫ НА  
ОСНОВЕ ПРИРОДНЫХ И ИСКУССТВЕННЫХ НОСИТЕЛЕЙ ДЛЯ  
КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ И ИММОБИЛИЗАЦИИ  
РАДИОНУКЛИДОВ**

**А.В. Воронина, М.О. Блинова, В.С. Семенищев, И.О. Куляева,  
А.Ю. Носкова**

*УрФУ, г. Екатеринбург, av.voronina@mail.ru*

Методом поверхностного модифицирования получены ферроцианидные сорбенты на основе гидратированных оксидов титана и циркония, природных алюмосиликатов глауконита и клиноптилолита: смешанные ферроцианиды никеля-калия и железа-калия. Проведено комплексное физико-химическое исследование сорбентов, установлены закономерности поверхностного модифицирования ферроцианидами различных сорбционно-активных носителей, показано влияние состава и структуры сорбентов на их сорбционные свойства.

Экспериментально показано, что метод поверхностного модифицирования сорбционно-активных носителей ферроцианидами позволяет получать комплексные полифункциональные сорбенты. Свойства получаемых сорбентов определяются свойствами носителя и модифицирующей фазы. Сорбенты обладают высокой специфичностью к радионуклидам цезия, стронция, плутония, извлекают радионуклиды урана и кобальта, обладают высокой сорбционной ёмкостью и необратимостью сорбции радионуклидов. Исследованы и описаны механизмы сорбции радионуклидов цезия и стронция.

Показана возможность применения сорбентов для концентрирования радионуклидов из природных вод различной минерализации (пресная, морская вода) и почвенных растворов в условиях реабилитации радиоактивно-загрязнённых территорий, переработки жидких радиоактивных отходов, содержащих  $\text{NaNO}_3$ ,  $\text{NaCl}$ ,  $\text{H}_3\text{BO}_3$ , ацетат аммония, Трилон Б. Насыщенные  $^{137}\text{Cs}$  сорбенты удовлетворяют требованиям, предъявляемым к отверждённым высокоактивным отходам, и пригодны для длительного хранения или окончательного захоронения.

Сорбенты прошли апробацию в АО «Институт реакторных материалов» по очистке жидких радиоактивных отходов ёмкостей спецканализации от радионуклидов  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ , альфа-излучающих радионуклидов при их совместном присутствии, а также по очистке почв, загрязнённых радионуклидами в результате аварии на АЭС «Фукусима».

**ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОНЦЕПЦИИ НУКЛИДНОГО ВЕКТОРА И РЕПЕРНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ДЛЯ СОКРАЩЕНИЯ КОЛИЧЕСТВА КОНТРОЛИРУЕМЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ГАЗОАЭРОЗОЛЬНЫХ ВЫБРОСАХ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ ПРИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ**

**А.-Н.В. Вуколова<sup>1)</sup>, А.П. Долгих<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – НИЦ «Курчатовский Институт», г. Москва,  
vukolova\_av@nrcki.ru,*

*<sup>2)</sup> – АО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва,  
dolgikh@rosenergoatom.ru*

В настоящее время в соответствии с Распоряжением Правительства Российской Федерации № 1316-Р в атмосферном воздухе формально необходимо нормировать и контролировать 94 радионуклида. Однако в условиях нормальной эксплуатации АЭС в выбросе необязательно присутствуют все нуклиды из Перечня Правительства. Также возможна ситуация, при которой вклад некоторых радионуклидов в суммарную дозу незначителен, и они могут быть исключены из числа контролируемых. Данное обстоятельство порождает задачу формирования сокращенного перечня контролируемых (значимых) радионуклидов в выбросах АЭС.

В предлагаемом докладе описано проведенное теоретическое исследование, основанное на результатах прецизионных измерений активности выбросов Курской АЭС и направленное на решение вышеозначенной задачи, результаты которого показывают, что перечень радионуклидов, состоящий из 94 радионуклидов, может быть существенно сокращен.

Результатом кропотливой работы стало составление общего (для всех рассмотренных станций) списка дозообразующих радионуклидов, который может считаться достаточным для нормирования и контроля выбросов АЭС. В список вошли: Сумма ИРГ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{24}\text{Na}$ , ( $^{90}\text{Sr}$  - Для АЭС с реакторными установками РБМК).

## КОМПОЗИТНЫЕ МАТЕРИАЛЫ НА ОСНОВЕ ДИОКСИДА ЦЕРИЯ

Л.С. Головкина

*Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского,  
Нижний Новгород, E-mail: golovkina\_lyudmila@mail.ru*

Перспективной концепцией обращения с долгоживущими компонентами РАО, в первую очередь, минор-актинидами (МА) создание инертных топливных матриц (ИТМ) для их трансмутации в реакторах на быстрых нейтронах. Потенциальными ИТМ являются керамические материалы на основе минералоподобных соединений, среди которых  $\text{CeO}_2$ ,  $\text{PuO}_2$ ,  $\text{LnPO}_4$ ,  $\text{Y}_3\text{Al}_5\text{O}_{12}$  и др.

Одними из основных недостатков подобных материалов являются их низкая теплопроводность и низкая пластичность. Это может приводить к неравномерному нагреву топливной таблетки и, как следствие, к ее механическому повреждению и снижению степени выгорания топлива. Решением данной проблемы может стать ввод дополнительных компонентов: металлов, некоторых оксидов, карбидов, нитридов и т.д.

В настоящей работе предстояло выполнить исследования, направленные на повышение теплопроводности и механических свойств керамических композитов на основе диоксида церия, полученных методом высокоскоростного электроимпульсного спекания (Spark Plasma Sintering, SPS).

Работа выполнена в рамках проекта 16-13-10464 "Перспективные керамические материалы с улучшенными и регулируемыми служебными характеристиками: разработка, синтез, изучение", 2016-2018 гг.

## **МОБИЛЬНЫЕ МОДУЛЬНЫЕ КОМПЛЕКСЫ И ОБОРУДОВАНИЕ ДЛЯ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ РАО**

**О.А. Горбунова, В.А. Мишарин, А.И. Бурлаков**

***ФГУП «РосРАО», Москва***

Проблема переработки РАО, образующихся при выводе из эксплуатации ОИАЭ и реабилитации загрязненных территорий, имеет два варианта решения. Первый: транспортирование РАО к месту переработки и приведения к критериям приемлемости для сдачи Национальному оператору, что сопровождается значительными затратами на логистику, обеспечение радиационной и физической безопасности. Второй: осуществление сортировки, фрагментирования, дезактивации и прессования непосредственно на площадках эксплуатирующих организаций. В рамках реализации наиболее перспективного второго варианта в ФГУП «РосРАО» разработаны и внедрены ряд технических решений.

Для оказания услуг АЭС и иным организациям при выводе из эксплуатации ОИАЭ у ФГУП «РосРАО» имеются мобильные комплексы позволяющие решать следующие задачи: дезактивация ТРО, сортировка и фрагментирование ТРО, сепарация и паспортизация загрязненных грунтов, компактирование ТРО, прессование ТРО, очистка оборудования загрязненного природными радионуклидами, переработка ЖРО.

Перечисленные выше установки размещены на полуприцепах или в стандартных транспортных контейнерах, позволяющих перевозку автомобильным и железнодорожным транспортом.

В настоящее время ФГУП «РосРАО» реализует концепцию выполнения полного цикла переработки металлических НАО непосредственно на местах их образования и/или временного хранения. Участок временный модульного типа представляет собой быстровозводимый ангар, внутри которого размещается оборудование для переработки металлических НАО. При обращении с РАО предусмотрены следующие операции: прием накопленных ТРО, сортировка, разделка металлических изделий, абразивная дезактивация, прессование и упаковка в сертифицированные транспортные контейнеры. Рабочий персонал – 7 человек. Производительность 400 м<sup>3</sup>/год. Участок оборудован системой радиационного контроля, приточной и вытяжной вентиляцией (эффективность фильтрации выбросов 99,99 %).

Конструкция ангара и оборудования подобраны с учетом возможности их перевозки в стандартных транспортных контейнерах автомобильным и железнодорожным транспортом. Обоснована возможность развертывания и эксплуатации временного участка переработки ТРО на любых предприятиях и площадках, где необходимо проводить переработку радиоактивных отходов.



## НАТРИЙАЛЮМОЖЕЛЕЗОФОСФАТНОЕ СТЕКЛО ДЛЯ ИМОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

С.С. Данилов<sup>1)</sup>, С.В. Стефановский<sup>2)</sup>, С.Е. Винокуров<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – *Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского  
РАН, Москва*

<sup>2)</sup> – *Институт физической химии электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
РАН, Москва*

*e-mail: danilov070992@gmail.com*

Целью данной работы являлось разработка натрий-алюмо-железо-фосфатных (НАЖФ) стекломатериалов для иммобилизации ВАО, обладающих высокой кристаллизационной и химической устойчивостью и пригодных для окончательного захоронения

Изучено влияние редкоземельных (РЗЭ) и трансурановых элементов (ТУЭ) на фазовый состав, анионный мотив стеклоподобных НАЖФ образцов и определено их валентное состояние. Определена гидролитическая устойчивость наиболее кристаллизационноустойчивых образцов.

Установлено, что включение РЗЭ до 9,1 масс.% и урана до 33,4 масс. % не ухудшает гидролитическую устойчивость закалённых стёкол. В то же время показано, что устойчивость отожжённых НАЖФ стёкол снижается по сравнению с закалёнными стёклами (2-40 раз), что обусловлено образованием легкорастворимых фаз смешанных фосфатов ( $\text{Na}_3(\text{Al,Fe})_2(\text{PO}_4)_3$ ). При этом скорости выщелачивания РЗЭ не изменяются, что объясняется образованием фаз со структурой монацита или ксенотима.

Установлено, что все изученные образцы НАЖФ стекол, полученные при закалке расплавов и содержавшие до 50 масс.% оксидов урана, были рентгеноаморфны и не содержали следов кристаллических фаз. Установлено, что с увеличением содержания оксидов урана в стекле возрастает доля U(V), а при 35 и более, доминирует U(VI) в виде ионов уранила.

Скорости выщелачивания ТУЭ из образцов НАЖФ стекла в соответствии с ГОСТ Р 52126-2003 на 30-е сутки составляют для Np, Pu и Am ( $\text{г}/(\text{см}^2 \cdot \text{сут})$ ):  $2,7 \cdot 10^{-8}$ ;  $4,0 \cdot 10^{-9}$  и  $3,8 \cdot 10^{-9}$ , соответственно, что значительно ниже требуемых нормативных значений для стёкол с ВАО (для Pu-239 – не более  $10^{-7} \text{г}/\text{см}^2 \cdot \text{сут}$ )

Исследование частично выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 18-33-00554 мол\_а.

**ВЛИЯНИЕ ХРОМА И НИКЕЛЯ НА СВОЙСТВА  
АЛЮМО(ЖЕЛЕЗО)ФОСФАТНОГО СТЕКЛА ДЛЯ  
ИМОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

**С.С. Данилов, А.А. Родионова, С.А. Куликова, С.Е. Винокуров**

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского  
РАН, Москва  
e-mail: danilov070992@gmail.com*

Остекловывание является основной технологией обращения с высокоактивными отходами (ВАО) от переработки отработавшего ядерного топлива. В России ВАО отверждают в алюмофосфатное стекло, которое имеет более низкую температуру плавления, по сравнению с боросиликатными стеклами. Ранее нами [1] было показано, что эквимольное замещение оксида алюминия на оксид железа (~10 мол.%) в базовом составе алюмофосфатного стекла, позволяет повысить кристаллизационную и гидролитическую устойчивость фосфатных стёкол.

В составе ВАО присутствует значительное количество переходных металлов. В этой связи целью данной работы было изучение влияния оксидов хрома и никеля на кристаллизационную и гидролитическую устойчивость алюможелезофосфатных стекол системы, мол. %:  $40\text{Na}_2\text{O}-10\text{Al}_2\text{O}_3-10\text{Fe}_2\text{O}_3-40\text{P}_2\text{O}_5$ .

Изучены фазовый состав, структура и анионный мотив синтезированных образцов стекла с использованием современных физико-химических методов анализа, том числе рентгеновская дифракция, рентгеноспектральный микроанализ и инфракрасная спектроскопия. Определена гидролитическая устойчивость наиболее кристаллизационноустойчивых образцов в соответствии с зарубежным стандартом РСТ [2].

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 18-33-00554 мол\_а.

**Список использованных источников**

- [1]. Стефановский С. В., Стефановская О. И., Винокуров С. Е. и др. // Радиохимия. 2015. Т. 57, N 4. С. 295-301.
- [2]. Nuclear waste glass product consistency test (PCT) – Version 7.0. Westinghouse Savannah River Company, 1994.

## АЛЮМОЖЕЛЕЗОФОСФАТНОЕ СТЕКЛО ДЛЯ ИМОБИЛИЗАЦИИ МОЛИБДЕН И ЦИРКОНИЙ СОДЕРЖАЩИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

С.С. Данилов<sup>1)</sup>, А.В. Фролова<sup>1,2)</sup>, К.Ю. Белова<sup>1,2)</sup>, Е.А. Тюпина<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского  
РАН, Москва*

<sup>2)</sup> – *Российский химико-технологический университет  
имени Д.И. Менделеева, Москва  
e-mail: danilov070992@gmail.com*

Единственной формой пригодной для долговременного хранения или окончательного захоронения высокоактивных отходов (ВАО) и получаемой в промышленных условиях в России, является алюмофосфатное стекло. Ранее нами [1] было изучено влияния оксида железа на алюмофосфатное стекло и установлено, что наибольшей кристаллизационной и гидролитической устойчивостью обладают образцы, содержащие равные мольные концентрации  $Al_2O_3$  и  $Fe_2O_3$  (~10 мол.%). В силу своих физико-химических свойств молибден и цирконий, присутствующие в ВАО, препятствуют образованию устойчивой структуры и неспособны прочно включаться в структуру железофосфатных стекол [2].

Целью данной работы являлось изучение возможности иммобилизации молибден- и цирконийсодержащих ВАО в алюможелезофосфатное стекло.

Установлено, что как закаленные, так и отожженные молибденсодержащие стекла имеют аморфную структуру, характерную для стекол, в отличие от цирконийсодержащих образцов.

Показана высокая гидролитическая устойчивость стёкол при включении до 5 масс. %  $MoO_3$  и 1 масс. %  $ZrO_2$  (скорость выщелачивания по Na:  $6,86 \cdot 10^{-5}$  и  $1,07 \cdot 10^{-5}$  г/см<sup>2</sup>·сут, соответственно).

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 18-33-00554 мол\_а.

### Список использованных источников

[1]. Стефановский С. В., Стефановская О. И., Винокуров С. Е. и др. // Радиохимия. 2015. Т. 57, N 4. С. 295-301.

[2]. Hsu J. H., Bai J., Kim C. W. et al. // J. of Nuclear Materials. – 2018. – Vol. 500. – P. 373-380.

## РАЗРАБОТКА МАТРИЦ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

**А.В. Дмитриева<sup>1,2)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>, А.А. Тишкина<sup>1)</sup>, А.П. Варлаков<sup>3)</sup>,  
А.А. Жеребцов<sup>4)</sup>, В.В. Капустин<sup>3)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – *МГУ имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, г. Москва, avd.msk11@mail.ru*

<sup>2)</sup> – *АО «ВНИИХТ», г. Москва, vgot@vniiht.ru*

<sup>3)</sup> – *АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара», Москва, Россия*

<sup>4)</sup> – *Частное учреждение «ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва, Россия*

Проектом «Прорыв» в рамках ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения» предусмотрена разработка замкнутого ЯТЦ реактора на быстрых нейтронах БРЕСТ-ОД-300.

Перспективным способом переработки СНУП ОЯТ согласно пирохимической технологии является растворение в расплаве LiCl-KCl с последующим электролитическим осаждением урана и плутония. При этом образуется солевой слиток (СС), содержащий ПД и подвергающийся многоступенчатой очистке. Таким образом, на завершающем этапе встает проблема рационального обращения с указанным типом РАО.

Несомненным преимуществом обладают кристаллические матрицы (МПК) – аналоги природных минералов, поэтому в представленной работе описаны и проанализированы два композита различной природы: на основе легкоплавкой смеси ортофосфатов магния и свинца, а также на основе бентонита. Эмпирическим путем были выяснены необходимые температурно-временные условия, необходимые для эффективной иммобилизации компонентов СС, который инкапсулировали в разных количествах.

Методом рентгенографического фазового анализа установлено, что основной кристаллической фазой бентонита с СС при отжиге является сподумен  $\text{LiAl}(\text{SiO}_3)_2$ . Для МПК на основе ортофосфатов характерны структуры пироморфит  $(\text{Pb}_5(\text{PO}_4)_3\text{Cl})$ , оливина  $(\text{LiMgPO}_4)$ , тридимита.

Сравнительная оценка показывает, что рассматриваемые образцы МПК с содержанием эвтектики 10 – 20 масс.% являются наиболее отвечающими регламентированным требованиям: их прочность на сжатие выше необходимой величины для омоноличенных РАО (10 МПа). Также, отмечается, что облучение до доз порядка  $10^5$  Гр не влияет на фазовый состав и структурные характеристики исследуемых образцов независимо от типа излучения.

Скорость выщелачивания устанавливается на определенном уровне через 10 и/или 11 суток от начала эксперимента, для большинства компонентов не превышает порядка  $10^{-4}$  г/(см<sup>2</sup>сут).

## ПЕРИОД ПОТЕНЦИАЛЬНОЙ ОПАСНОСТИ КАК КРИТЕРИЙ, ОПРЕДЕЛЯЮЩИЙ СПОСОБ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**В.П. Долгих<sup>1)</sup>, Т.Н. Лащенко<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, [vdolgikh@ippe.ru](mailto:vdolgikh@ippe.ru);

<sup>2)</sup> – ФМБЦ им. А.И. Бурназяна, Москва, Москва, [tlaschenova@yandex.ru](mailto:tlaschenova@yandex.ru)

Выбор способа захоронения радиоактивных отходов (РАО) зависит от их радиационных свойств и определяется в зависимости от классификации РАО.

Критерий отнесения радионуклидов к короткоживущим или долгоживущим по периоду полураспада 31 год, не учитывает срок сохранения потенциальной опасности РАО, а это позволяет поставщику отходов собирать в одной упаковке РАО с разным сроком хранения, что приводит к необоснованным затратам на хранение и захоронение отходов. Другим недостатком существующей классификации является то, что она не учитывает период потенциальной опасности РАО и его изменение за счет накопления дочерних радионуклидов. Это приводит к тому, что при кондиционировании и размещении РАО в пункты хранения и захоронения (ПХ РАО) размещены упаковки РАО как с давно истёкшим сроком хранения, так и РАО, которые ещё продолжительное время будут представлять потенциальную радиационную опасность. В ФЗ-190 «Об обращении с радиоактивными отходами...» предусмотрен вывод отдельных упаковок РАО, отсеков или освобождение ПХ РАО в целом из-под регулирующего контроля по истечению потенциальной опасности размещенных РАО. Это позволит сократить затраты на изоляцию или захоронение. Решение этих вопросов является целью данной работы.

Для изменения сложившейся ситуации необходимо ввести дополнительные уточняющие группы при классификации РАО по классам, в зависимости от намеченного способа изоляции, которые позволят формировать окончательные упаковки РАО для изоляции с близкими сроками сохранения потенциальной опасности. Для этого детально проанализированы характеристики РАО, поступающие и накопленные в ПХ РАО. Выявлен перечень радионуклидов, которые вносят основной вклад в суммарную активность и перечень материнских радионуклидов, для которых необходимо учитывать вклад дочерних радионуклидов в сроки сохранения потенциальной опасности РАО для основного набора радионуклидов для 2,3,4 классов РАО в зависимости от исходной удельной активности.

## **ФЕРРОЦИАНИДНЫЕ СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ СИЛИКАГЕЛЯ И БЕНТОНИТА ДЛЯ ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

**С.Х. Егамедиев, Д.А. Нурбаева, А.А. Абдурахимов**

*Институт Ядерной Физики АН РУз, Ташкент, egamedievs@mail.ru*

Эксплуатация ядерно-физических установок: ядерного реактора ВВР-СМ, циклотрона У-150, а также производство и применение радиоактивных изотопов сопровождается образованием радиоактивных сточных вод. Основу радиоактивных загрязнений составляют радионуклиды, такие как Cs-137, Sr-90, I-131 и радиоактивные металлы тяжелых металлов Zn-65, Co-57, Co-60. В последнее время наиболее перспективными являются сорбционные методы с применением селективных сорбентов.

Целью работы является разработка способов получения ферроцианидных сорбентов на основе силикатных материалов (силикагель, бентонит) для выделения радионуклидов Cs-137 и Co-60 из жидких радиоактивных отходов.

Разработан и изучен способ получения ферроцианидных сорбентов на основе ферроцианида никеля и крупнопористого силикагеля КСКГ. Определен оптимальный размер частиц крупнопористого силикагеля для приготовления ферроцианидных сорбентов. Показано, что ферроцианидные сорбенты на основе ферроцианида никеля и крупнопористого силикагеля с радиусом частиц 0,25 - 1 мм и 1-3 мм обеспечивают количественную адсорбцию радионуклида цезий-137 из жидких радиоактивных отходов. Так на образцах ферроцианидных сорбентов с радиусом частиц 0,25 - 1 мм и 1 - 3 мм коэффициент распределения цезия-134 составляет  $1,2 \times 10^4$  и 2280 соответственно. При этом процент адсорбции радионуклида цезий-134 достигает 99,6 % в течение 24 ч из реальной воды ЖРО.

Разработан способ получения ферроцианидного сорбента на основе бентонита. Предварительная оценка сорбционных свойств ферроцианидного сорбента на основе бентонита из реальных жидких радиоактивных отходов ИЯФ АН РУз показало, что коэффициент распределения радионуклида цезий-134 составляет  $2 \times 10^5$  при pH 8 и времени контакта 48 часов. Процент адсорбции Cs-134 составляет 99,7 %

Полученные образцы ферроцианидных сорбентов на основе ферроцианидов никеля были испытаны для переработки жидких радиоактивных отходов на уникальном объекте СХВО.

Эта работа была выполнена при поддержке Министерства Инновационного Развития Республики Узбекистан, грант ФА-Атех-2018 (175+170).

## СОРБЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕЗОРЦИНФОРМАЛЬДЕГИДНЫХ СМОЛ, ПОЛУЧЕННЫХ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НЕОРГАНИЧЕСКОГО НАПОЛНИТЕЛЯ

А.М. Егорин<sup>1,2)</sup>, Э.А. Токарь<sup>1,2)</sup>, Д.С. Мисько<sup>2)</sup>,  
А.М. Калашникова<sup>2)</sup>, И.Г. Тананаев<sup>1,2)</sup>, В.А. Авраменко<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Институт химии Дальневосточного отделения РАН, Владивосток*

<sup>2)</sup> – *Дальневосточный федеральный университет, Владивосток*

*E-mail: andrey.egorin@gmail.com*

Резорцинформальдегидные смолы (РФ-смолы) способны селективно извлекать тяжелые щелочные металлы (Rb, Cs) из растворов с высоким значением pH. Благодаря уникальным свойствам РФ-смолы применяются в процессах переработки щелочных радиоактивных отходов с высокой минерализацией таких как кубовые остатки. Известно, что в щелочных средах происходит постепенное разрушение РФ-смол вследствие окисления как метиленовых мостиков, так и фенольных функциональных групп до карбонильных.

В динамических условиях кинетические характеристики процесса сорбции радионуклида Cs-137 будут лимитироваться главным образом массопереносом внутри зерна ионита. Повышение скорости ионного обмена позволит увеличить линейную скорость прокачки раствора через слой смолы без снижения эффективности извлечения Cs-137. Это позволит сократить время переработки и уменьшить разрушение ионита.

В работе были получены пористые образцы РФ-смол выщелачиванием неорганического наполнителя - CaCO<sub>3</sub>. Наполнитель в виде тонкого порошка вносили в жидкую реакционную смесь в количестве 10мас% или 25мас% и после отверждения смолы удаляли 1М раствором HNO<sub>3</sub>. Эксперименты по извлечению микроколичества Cs-137 были проведены на модельном растворе состава: NaNO<sub>3</sub> – 1,25 моль/л, NaOH – 0,75 моль/л. В динамических условиях после трех циклов сорбции-десорбции нами не было обнаружено признаков деградации пористых смол. Наилучшие сорбционные характеристики показал образец, содержащий 10мас% CaCO<sub>3</sub>, на котором эффективность извлечения Cs-137 в среднем в 2–3 выше по сравнению с РФ-смолой, полученной без внесения наполнителя.

*Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ № 14-13-00135 «Композитные селективные сорбенты на основе резорцинформальдегидных смол для извлечения радионуклидов из радиоактивных отходов сложного состава».*

## ОЧИСТКА СРЕДНЕАКТИВНЫХ ЖРО ОТ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ФИЛЬТР-КОНТЕЙНЕРА

**В.Н. Епимахов, Н.И. Алешина, М.С. Олейник, С.В. Прохоркин,  
В.С. Ткаченко**

*ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор, evn@niti.ru*

Выполнены работы по синтезу новых гранулированных ферроцианидных сорбентов на основе гелевых сильнокислотных катионитов (ФЦК), а также на основе силикагелей (ФЦКСМГ). Импрегнирование ионообменных смол и силикагелей проводили растворами железистосинеродного калия и хлористого кобальта. Статические обменные емкости сорбентов ФЦК и ФЦКСМГ по цезию достигали равновесных значений равных 1,9 моль/дм<sup>3</sup> и 1,1 моль/дм<sup>3</sup> за три часа, соответственно, и далее не изменялись в течение 120 часов. В то время как скорость сорбции цезия на ферроцианидном сорбенте на основе диоксида циркония достигала равновесного значения 0,9 моль/дм<sup>3</sup> только за 24 часа.

Для переработки жидких ЖРО непосредственно в местах их образования разработаны мобильные мембранно-сорбционные установки. При этом наиболее эффективным методом очистки от радионуклидов цезия является метод селективной сорбции с использованием ферроцианидных сорбентов. Для повышения кинетики сорбции в динамических условиях наиболее оправдано использование гелиевой матрицы ионообменных смол. С учетом того, что определяющей активностью ЖРО радионуклид <sup>137</sup>Cs обладает достаточно жестким  $\gamma$ -излучением, что требует при эксплуатации и утилизации фильтра обеспечения биологической защиты. В связи с этим, в случае использования селективных сорбентов для цезия он оформляется в виде фильтр-контейнера (ФК), в котором сорбционный картридж размещен в защитном бетонном контейнере, что обеспечивает безопасное последующее хранение.

В НИТИ был разработан фильтр-контейнер типа ФК-200/20 предназначенный для очистки ЖРО от радионуклидов цезия на селективных сорбентах, помещенных в биологическую защиту от  $\gamma$ -излучения (бетон). При помощи быстросъемных соединений фильтр подключают к насосу и с линейной скоростью фильтрации 10 м/ч подают ЖРО на фильтр-контейнер. В процессе эксплуатации ФК считается выработавшим свой ресурс при достижении на расстоянии 1 м от защитного контейнера мощности дозы  $\gamma$ -излучения равной 0,1 мГр/ч.



## О ПЕРСПЕКТИВАХ ПРИМЕНЕНИЯ СИНТЕТИЧЕСКОГО К-СТРУВИТА В КАЧЕСТВЕ МАТРИЦЫ ДЛЯ ОТВЕРЖДЕНИЯ РАО

В.М. Ермолаев, Н.И. Родыгина, М.К. Савушкина, Е.В. Захарова

*ИФХЭ РАН, Москва*

В последнее время в России возник интерес к работам, в которых оценивается возможность использования реакции получения магний-калий-фосфатной керамики (МКФ-керамики) с целью создания матрицы для отверждения жидких или гетерогенных радиоактивных отходов по сравнению с методами цементирования и остекловывания. Основным преимуществом перед методом цементирования является то, что в этом случае не наблюдаются процессы, приводящие к постепенному разрушению матрицы при контакте с водой, так как в результате получается аналог природного кристаллического минерала К-струвита ( $MgKPO_4 \cdot 6H_2O$ ), а в случае остекловывания главное преимущество технологическое – протекание реакции в обычных условиях.

При разработке и реализации технологии получения МКФ-керамики ИФХЭ РАН совместно с ОДЦ УГР (г. Северск) были уточнены основные параметры процесса отверждения гетерогенных отходов: состав и режимы дозирования компонентов, оптимизированы элементы аппаратного оформления установки. Получение МКФ-компаунда было осуществлено в промышленном масштабе.

В процессе получения керамики установлено, что важную роль при синтезе МКФ-керамики имеет форма  $MgO$ . Обжиг  $MgO$  при температуре около  $1200^\circ C$  приводит к образованию кристаллической фазы периклаза, которая обеспечивает медленный выход катиона в водную фазу, что создает условия для образования МКФ-керамики. Применение в реакции аморфного  $MgO$  возможно, но менее эффективно, так как при помещении в воду оксид гидролизует, переходя в инертную форму, не участвующую в образовании МКФ-керамики. Важно также отсутствие в оксиде примеси карбоната магния, который в реакции разлагается с выделением  $CO_2$ , что приводит к получению пористой матрицы.

Рентгенофазовые исследования полученных образцов МКФ-керамики показали, что оксидный компонент, добавленный в стехиометрическом соотношении в систему, не расходуется в реакции полностью и часть  $MgO$  остается в качестве инертного наполнителя. В связи с этим перспективным является замена части  $MgO$  упрочняющими компаунд минеральными добавками.

## **ИНТЕНСИФИКАЦИИ ПРОЦЕССА ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ ПОГРУЖНЫМ МЕТОДОМ С ПРИМЕНЕНИЕМ УЛЬТРАЗВУКА**

**М.В. Ерофеева, Н.А. Кузнецова**

***ФГУП «ПО «Маяк», ЦЗЛ, г. Озёрск, Челябинская область  
cpl@po-mayak.ru***

Деактивация оборудования и помещений является неотъемлемой частью технологического процесса. Ее необходимость очевидна как для восстановления работоспособности технологического оборудования и контрольно-измерительных приборов, для подготовки оборудования к демонтажу и ремонту, так и для обеспечения радиационной безопасности персонала.

В настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» деактивация съемного оборудования осуществляется недостаточно эффективным комбинированным погружным методом, который заключается в последовательной обработке деталей оборудования в щелочно-перманганатном и азотно-оксалатном растворах.

Цель работы заключалась в апробации ультразвукового метода при деактивации съемного технологического оборудования радиохимического завода.

В ходе работы установили, что:

ультразвуковая обработка является высокоэффективным методом деактивации;

определено, что ультразвуковая обработка сокращает время деактивации в среднем от 40 до 70 раз, а объемы вторичных ЖРО от 3 до 50 раз.

установлено, что за счет сокращения общего времени деактивации ультразвуковым методом толщина снимаемого слоя за первый цикл деактивации для нержавеющей и углеродистой стали не превысит соответственно 0,03 и 7 мкм. При этом интегральное коррозионное воздействие на конструкционный материал сократится как минимум в 30 раз за счет сокращения времени деактивации.

В целом, ультразвуковая обработка позволит достаточно эффективно деактивировать как действующее технологическое оборудование до норм ремонтпригодности, так и металлические радиоактивные отходы с целью снижения категоричности отходов, а, следовательно, приведет к сокращению расходов на дальнейшее обращения с ними.

## ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ УСТОЙЧИВОСТИ МАТЕРИАЛОВ, ЦЕМЕНТИРУЮЩИХ РАО

**Б.Г. Ершов, Г.Л. Быков**

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки  
Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
Российской академии наук (ИФХЭ РАН)  
119071, Москва, Ленинский пр-т., д. 31, корп. 4  
e-mail: erschov@ipc.rssi.ru*

Использование магний-фосфатной матрицы, «фосфатного цемента», позволяет решить проблему отверждения среднеактивных отходов с высоким содержанием сульфатов и  $\alpha$ -активных радионуклидов. Подобные матрицы обладают рядом преимуществ по сравнению с промышленными методами отверждения. Это, прежде всего, большая емкость по отверждаемым РАО и более высокая плотность матрицы.

В тоже время, в условиях длительного хранения отвержденного РАО происходит радиолитическое разложение воды, входящей в состав магний-фосфатной матрицы, с образованием водорода и кислорода.

Для изучения этого процесса газообразования были разработаны хроматографические методы анализа газовой фазы, содержащей  $N_2$ , NO,  $NH_3$ ,  $CO_2$ ,  $CH_4$ ,  $H_2$ ,  $O_2$  на газовом хроматографе «CHROM 5». Облучение образцов проводили на установке ГУГ-120, мощность дозы 5,7 кГр/час.

Выполненные исследования показали, что:

При воздействии  $\gamma$ -излучения на материал-стабилизатор выделяется водород с радиационно-химическим выходом при малых поглощенных дозах  $G = 0,055 \pm 0,005$  молекул/100эВ. Учитывая то, что содержание воды в образцах составляло 28,2% по весу, значение выхода, отнесенное к массе воды, оказывается равным примерно  $G = 0,2$  молекула/100эВ. Известно, что начальный радиационно-химический выход водорода в воде составляет 0,45 молекул/100 эв. По-видимому, только часть его покидает твердую фазу и выходит в газовый объем. Постепенно в твердой фазе достигается стационарная концентрация накопленного в ней водорода. При дозах выше 1000 Мрад выделение водорода заметно замедляется и на этом участке его выделение в свободный объем происходит с радиационно-химическим выходом около 0,001 молекула/100 эВ. Кислород, который образуется при радиолитическом разложении воды, в газовую фазу выделяется в следовом количестве, что указывает на его преимущественное связывание компонентами магний-фосфатной матрицы.

## ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ СОРБИРОВАННЫХ $^{90}\text{Sr}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{233}\text{U}$ , $^{241}\text{Am}$ НА ОБРАЗЦАХ БЕНТОНИТОВ МЕСТОРОЖДЕНИЙ РФ И СНГ

**Я.Ю. Ершова<sup>1)</sup>, В.О. Жаркова<sup>1)</sup>, Е.В. Захарова<sup>1)</sup>, Е.А. Тюпина<sup>2)</sup>,  
В.В. Крупская<sup>3,4)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва*

*<sup>2)</sup> – РХТУ, Москва*

*<sup>3)</sup> – ИГЕМ РАН, Москва*

*<sup>4)</sup> – МГУ, Москва, [ershovajana@gmail.com](mailto:ershovajana@gmail.com)*

Инженерные барьеры на основе бентонитовых глин широко используются для изоляции РАО при их геологическом захоронении. Монтмориллонит является основным минералом бентонитовых глин, он определяет сорбционные свойства породы. Преобразование бентонитовых глин в ходе эксплуатации при аварийных ситуациях было смоделировано путем термохимической модификации (13М HNO<sub>3</sub>, 90°C).

Работа ориентирована на изучение форм нахождения радионуклидов  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{241}\text{Am}$ , сорбированных на природных и кислотно-модифицированных бентонитовых глинах следующих месторождений: Таганское (Казахстан), Дашковское (Московская обл.), Зырянское (Курганская обл.), 10й Хутор (Хакасия). Для определения физико-химических форм (обменная, необменная и т.д.) нахождения радионуклидов использовали метод селективной десорбции (последовательного выщелачивания), суть которого заключается в извлечении радионуклидов путем последовательной обработки сорбентов растворами различного состава.

Из проведенных экспериментов можно сделать вывод, что до 70% сорбированного  $^{90}\text{Sr}$  удаляется по механизму ионного обмена. От 80%  $^{137}\text{Cs}$  остается в структуре монтмориллонита даже после выщелачивания 6 М соляной кислотой при повышенной температуре, что можно объяснить образованием связей Cs-Отетр [1].  $^{233}\text{U}$  и  $^{241}\text{Am}$  на природных образцах глин распределены между обменной и прочнофиксированной формами. Образцы химически-измененных бентонитовых глин хуже удерживают сорбированные радионуклиды, по сравнению с природными глинами тех же месторождений. Вероятно, это связано с разрушением структуры монтмориллонита в результате термохимического воздействия.

*Работа выполнена при финансовой поддержке проекта РФФ № 16-17-10270.*

[1]. Крупская, В. В., Закусин, С. В., Тюпина, Е. А., & Чернов, М. С. (2016). Особенности сорбции цезия в бентонитовых барьерных системах при захоронении твердых радиоактивных отходов. Горный Журнал, 2, 81–87.

## СОРБЦИОННО-ФИЛЬТРАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ КАОЛИНОВЫХ МАТЕРИАЛОВ

В.О. Жаркова, Я.Ю. Ершова, Е.В. Захарова, Н.И. Родыгина,  
И.М. Прошин

*ИФХЭ РАН, Москва, v.zarkova11@gmail.com*

Современные концепции безопасной изоляции радиоактивных отходов предполагают сооружение многобарьерной системы защиты в хранилищах разного типа. Используемые при этом барьерные материалы должны обладать низкой водопроницаемостью, высокой сорбционной способностью по отношению к различным радионуклидам и сохранять свои свойства в течение длительного периода времени. В большей степени перечисленным требованиям удовлетворяют природные материалы, и прежде всего глины.

В России доступным сырьем для создания защитных барьеров являются природные глины (основной минерал – каолинит), их запасы практически неограниченны и они имеют низкую стоимость. Особый интерес представляют природные глины из месторождений вблизи предполагаемых объектов захоронения.

В данной работе были изучены сорбционные и фильтрационные свойства пластового каолина и тугоплавкой глины Кампановского месторождения Красноярского края. Для сравнения была выбрана барьерная смесь с содержанием каолина 70%, которую использовали для сооружения барьера безопасности при выводе их эксплуатации промышленного уран-графитового реактора на АО «ОДЦ» г.Северск.

Сорбционные характеристики выбранных материалов оценивались по отношению к радионуклидам – компонентам РАО:  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ . Несмотря на то, что все исследуемые образцы относятся к одному виду глин – каолиновым, они различаются по емкостным и водно-физическим свойствам. Сорбционная способность тугоплавкой глины превышает показатели пластового каолина, но уступает барьерной смеси. Однако тугоплавкая глина обладает очень низкой водопроницаемостью, сопоставимой с водопроницаемостью бентонитов, и может заменить каолин в составе многокомпонентной смеси, что позволит улучшить её противотриационные свойства, не повышая стоимость барьерного материала.

## ФИЛЬТРАЦИОННЫЕ И КОМПРЕССИОННЫЕ СВОЙСТВА КАОЛИНОВЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ

**В.О. Жаркова, К.В. Мартынов, Е.В. Захарова**

*ИФХЭ РАН, Москва, v.zarkova11@gmail.com*

В связи с нарастающей потребностью в глинистых материалах для создания противofильтрационных и противомиграционных инженерных барьеров безопасности (ИББ) на объектах изоляции радиоактивных отходов (РАО): пунктах захоронения РАО и пунктах консервации ядерно и радиационно опасных объектов, возникла необходимость системного изучения разнообразных свойств природных глин и материалов на их основе, имеющих значение для создания и функционирования ИББ. К таким свойствам относится деформация дисперсных материалов в сухом и водонасыщенном состоянии и напорная фильтрация под нагрузкой.

При выборе сырья для разработки барьерных материалов необходимо исходить из реальной минерально-сырьевой базы, способной обеспечить крупнотоннажную поставку в течение длительного времени, то есть ориентироваться на разведанные и разрабатываемые месторождения, одним из которых является Кампановское месторождение каолиновых глин, находящееся в Красноярском крае. На месторождении добываются два вида глинистого сырья: белый пластовый каолин и черная тугоплавкая глина. Для изучения были взяты глинопорошки, приготовленные из этого сырья посредством сушки и измельчения, а также барьерная смесь на основе каолина, использованная при консервации промышленного уран-графитового реактора ЭИ-2, г. Северск.

Параметры деформации и напорной фильтрации образцов были определены методом компрессионного сжатия по ГОСТ 12248-2010 и фильтрационных испытаний в условиях одномерной деформации. Коэффициенты фильтрации ( $K_f$ , м/с) глинопорошков изучены в зависимости от эффективного давления ( $P_3$ , МПа). Для тугоплавкой глины  $K_f=1.48\exp(-0.45P_3)\cdot 10^{-11}$ , для пластового каолина  $K_f=4.79\exp(-0.25P_3)\cdot 10^{-11}$ , для барьерной смеси ( $K_f=14.01\exp(-0.47P_3)\cdot 10^{-11}$ ). То есть без внешней нагрузки (при  $P_3=0$ ) значение  $K_f$  для тугоплавкой глины в 3.2 раза ниже чем для пластового каолина и в 9.5 раз ниже чем для барьерной смеси.

Зависимости плотности скелета ( $\rho_T$ , г/см<sup>3</sup>) перечисленных выше глинопорошков в водонасыщенном состоянии от  $P_3$  соответственно:  $1/\rho_T=0.37+0.18\exp(-0.16P_3)$ ,  $1/\rho_T=0.37+0.17\exp(-0.13P_3)$  и  $1/\rho_T=0.37+0.23\exp(-0.22P_3)$ . Зная значение  $\rho_T$  для материала барьера, можно предсказать коэффициент фильтрации барьера при его насыщении водой.

## ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЦЕМЕНТНОГО КОМПАУНДА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВАО

А.А. Жеребцов<sup>1)</sup>, А.П. Варлаков<sup>2)</sup>, В.В. Капустин<sup>2)</sup>, Г.А. Варлакова<sup>2)</sup>,  
В.Г. Петров<sup>3)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> – *Частное учреждение «ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва, Россия,*

<sup>2)</sup> – *АО «ВНИИНМ им. А.А. Бочвара», Москва, Россия,*

<sup>3)</sup> – *МГУ им. М.В. Ломоносова, Москва, Россия*

В данной работе приведены результаты исследования фазово-структурных особенностей, изменения механических и физико-химических свойств цементных компаундов, а также выделение водорода в результате воздействия радиационных нагрузок, соответствующих значениям поглощенной дозы  $10^6$ ,  $10^7$ ,  $10^8$  Гр, что эквивалентно величине ионизирующих излучений от высокоактивных РАО.

Установлено, что радиационные нагрузки до величины поглощенной дозы порядка  $10^8$  Гр не привели к потере прочностных свойств, изменению структуры и фазового состава компаундов, полученных из доменного гранулированного шлака и шлака с добавкой микрокремнезема.

Сравнительная оценка прочностных характеристик компаундов без облучения и облученных в эквивалентном возрасте твердения показала, что прочность на сжатие после испытаний компаундов подвергнутых облучению дозами до  $10^8$  Гр коррелируется с значением прочности необлученных образцов.

Выход радионуклидов оценивался по скорости их выщелачивания из образцов компаундов. Для компаунда на основе доменного гранулированного шлака скорость выщелачивания на 28 сутки составляет по цезию  $4,2 \cdot 10^{-4}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), стронцию –  $1,5 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), плутонию –  $8,5 \cdot 10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут). Для компаунда на основе доменного гранулированного шлака с добавкой микрокремнезема скорость выщелачивания по цезию составляет  $6,2 \cdot 10^{-4}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), стронцию –  $4,7 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), плутонию –  $4,8 \cdot 10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут).

Значения выхода водорода из компаундов практически одинаковы и равняются величинам для образца с добавкой микрокремнезема  $3,2 \cdot 10^{-4}$  моль/г и  $4,0 \cdot 10^{-4}$  моль/г для образца без добавки микрокремнезема.

Таким образом, компаунды на основе доменного гранулированного шлака по основным показателям демонстрируют радиационную стойкость при облучении дозой  $10^8$  Гр и потенциально пригодны для иммобилизации радиоактивных отходов высокого уровня активности.

## СПОСОБЫ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ И ПРОМЫШЛЕННЫХ УГР

Е.В. Захарова<sup>1)</sup>, А.Г. Волкова<sup>1)</sup>, Н.И. Родыгина<sup>1)</sup>, А.А. Ширяев<sup>1)</sup>,  
А.О. Павлюк<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *ИФХЭ РАН, Москва, anna.agv@yandex.ru*

<sup>2)</sup> – *ООО «ОДЦ УГР», г. Северск*

Графит является одним из основных элементов активной зоны уран-графитовых реакторов, например, таких как промышленные уран-графитовые реакторы (ПУГР) и энергетические РБМК, выступая в роли замедлителя нейтронов. В процессе работы реакторов происходило как загрязнение графита актинидами и продуктами деления в ходе аварий и протечек, так и накопление  $^{14}\text{C}$  и  $^{36}\text{Cl}$  из-за активации самой графитовой матрицы и примесей. Среди продуктов активации наибольшую опасность представляют  $^{14}\text{C}$  и  $^{36}\text{Cl}$ . Относительный вклад и интегральная активность этих радионуклидов в графитовых РАО изменяется в достаточно широком диапазоне от  $10^4$  до  $10^6$  Бк/г для  $^{14}\text{C}$ , и от 10 до  $10^3$  Бк/г для  $^{36}\text{Cl}$ , что объясняется различиями в свойствах использованных для получения графита материалов, технологии его производства и особенностей эксплуатации реакторов (интегральный нейтронный флюенс, температура, продувка газами и т.д.). Поэтому в РФ и за рубежом проводятся исследования по снижению уровня активности графитовых отходов. В данной работе оценена эффективность дезактивации облученного графита при использовании жидкостных реагентных и термохимических методов.

При использовании растворов с высокой концентрацией кислот и добавлением фторид-ионов степень дезактивации не превышает 16-25% по  $^{14}\text{C}$  и 15-19% по  $^{36}\text{Cl}$ . При таких условиях не происходит структурных изменений в графите и извлекается  $^{14}\text{C}$ , связанный с поверхностью графита за счет сорбционного взаимодействия, и  $^{36}\text{Cl}$  находящийся преимущественно в неорганической форме. При проведении термической дезактивации (650 °C) образцов графита в окислительных условиях степень извлечения  $^{14}\text{C}$  составила 70-88% при потере массы 25-30 %, повышение выхода  $^{14}\text{C}$  до 95% сопровождалось ростом потерей массы до 50-70%. При проведении термической дезактивации (800 °C) в потоке инертного газа образцов степень извлечения  $^{14}\text{C}$  составила 40-50%, потеря массы 3-4%. Одновременно с  $^{14}\text{C}$  извлекается 40 - 50%  $^{36}\text{Cl}$ .

Выполненные исследования по дезактивации облученного графита не гарантируют снижение уровня активности графитовых РАО (ПУГР) до класса 3 и не обеспечивают возможности их приповерхностного захоронения.



## СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ МЕЛКОДИСПЕРСНЫМИ ФЕРРОЦИАНИДНЫМИ СОРБЕНТАМИ

П.Г. Зеленин<sup>1,2)</sup>, В.В. Милютин<sup>1)</sup>, Е.А. Тюпина<sup>2,3)</sup>

<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН им. Фрумкина, Москва, p.zelenin@outlook.com

<sup>2)</sup> – РХТУ им. Менделеева, Москва

<sup>3)</sup> – НИЯУ «МИФИ», Москва

Очистка и утилизация кубовых остатков выпарных установок атомных электростанций, является одной из главных проблем переработки радиоактивных отходов. Поскольку до 95% активности этих растворов обусловлено радионуклидами <sup>134,137</sup>Cs, первостепенной задачей является очистка кубовых остатков от радионуклидов цезия. В настоящее время очистку кубовых остатков АЭС от радиоцезия, как правило, проводят в динамическом режиме, с использованием сферогранулированного ферроцианидного сорбента марки «Термоксид-35». В настоящей работе для очистки растворов от <sup>137</sup>Cs, использовали мелкодисперсный ферроцианидный сорбент марки ФНД, полученный путем совместного осаждения ферроцианида никеля-калия и минерального носителя.

В процессе выполнения экспериментов было показано, что сорбент ФНД обладает высокими сорбционными характеристиками по отношению к <sup>137</sup>Cs в сильнощелочных солевых растворах. Значение коэффициента распределения ( $K_d$ ) <sup>137</sup>Cs в растворе 3,5 моль/дм<sup>3</sup> NaNO<sub>3</sub> при pH=13 составляет  $2,2 \times 10^4$  см<sup>3</sup>/г, что примерно в 30 раз выше, по сравнению с сорбентом «Термоксид-35». В работе показано негативное влияние органических веществ (Трилона Б, оксалат-ионов) на сорбцию <sup>137</sup>Cs ферроцианидными сорбентами. При этом было установлено, что и в этом случае значения  $K_d$  <sup>137</sup>Cs на сорбенте ФНД в несколько раз выше, по сравнению с «Термоксид-35». Проведены испытания по очистке от <sup>137</sup>Cs реального кубового остатка Белоярской АЭС с использованием сорбента ФНД. Очистку проводили методом многостадийной сорбции, отделение осадка отработанного сорбента проводили фильтрованием через бумажный фильтр. Установлено, что при трехступенчатой очистке при дозировке сорбента 2 г/дм<sup>3</sup> на каждой стадии, суммарный коэффициент очистки составляет  $4,5 \times 10^5$ .

Таким образом, мелкодисперсный ферроцианидный сорбент марки ФНД является весьма перспективным материалом для глубокой очистки высокосолевых растворов, в частности, кубовых остатков АЭС от радионуклидов цезия.

**ГИБРИДНЫЕ СОРБЕНТЫ НА ОСНОВЕ ХИТОЗАНА ДЛЯ  
УДАЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ВОДНЫХ СРЕД**

**Л.А. Земскова<sup>1)</sup>, А.М. Егорин<sup>1,2)</sup>, Э.А. Токарь<sup>1,2)</sup>, Д.С. Мисько<sup>2)</sup>,  
А.М. Калашникова<sup>2)</sup>**

*1) – Институт химии Дальневосточного отделения РАН, Владивосток*

*2) – Дальневосточный федеральный университет, Владивосток,  
E-mail: zemskova@ich.dvo.ru*

Удаление биологически опасных элементов ядерного топлива и продуктов его распада, попадающих в окружающую среду в результате человеческой деятельности по получению топлива, его переработке и т.п., и присутствующих в водах на уровне низких концентраций, наиболее эффективно с применением сорбционных методов. Сорбцию предпочтительно осуществлять с использованием природных неорганических сорбентов или с помощью экологически безопасных и достаточно дешевых биосорбентов, представляющих интерес для развития ремедиационных технологий.

Цель работы – создание гибридных сорбционных материалов для извлечения радионуклидов на основе оксидов/гидроксидов железа, иммобилизованных в хитозановую матрицу.

В работе обсуждаются методы синтеза магнитных хитозановых сорбентов с использованием в качестве прекурсоров магнетита солей железа Fe(III) и Fe(II), а также Fe(III) для получения аморфного оксида железа с разным соотношением железа и хитозана для иммобилизации оксида. Сорбенты охарактеризованы с использованием сканирующей электронной микроскопии (СЭМ-ЭДС). По данным РФА в состав синтезированных композитных магнитных сорбентов входят гётит, гематит, маггемит и, возможно, магнетит. Композитные материалы на основе хитозана и оксидов железа охарактеризованы в качестве сорбентов по отношению к стронцию на уровне микроконцентраций. Испытания сорбентов по отношению к стронцию проводили в статических условиях при его извлечении из модельных растворов, приготовленных на водопроводной воде с добавлением метки радиоактивного Sr-90. Наиболее полное удаление стронция-90 достигается при использовании порошка аморфного оксида/гидроксида железа. Использование гибридного сорбента в составе с хитозаном обеспечивает 95%-ное удаление, тогда как магнитные сорбенты удаляют ~ 70 % внесенного Sr-90.

Работа выполнена при поддержке гранта ДВО РАН проект №18-3-021.

**ДЕЗАКТИВАЦИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ,  
СОДЕРЖАЩИХ ОРГАНИЧЕСКИЕ КОМПЛЕКСОНЫ**

**В.И. Иваненко, М.В. Маслова, Э.П. Локшин,  
Р.И. Корнейков, А.М. Петров**

*Институт химии и технологии редких элементов и минерального  
сырья им. И.В. Тананаева ФИЦ КНЦ РАН, г. Апатиты,  
E-mail: ivanenko@chemy.kolasc.net.ru*

Разработаны подходы дезактивации жидких радиоактивных отходов, содержащих радионуклиды переходных металлов, стронция и органические комплексоны в виде этилендиаминатетраацетат-, оксалат- и цитрат-ионов, предусматривающие введение в исходный радиоактивный раствор в качестве декомплексующего реагента соединений железа(III), обладающего большим сродством к органическим комплексонам, с замещением в органическом комплексе радионуклидов и выделение последних из раствора ЖРО ионным обменом на титанофосфатных сорбентах или соосаждением на носителе.

Изучен процесс ионного замещения и эффективность выделения радионуклидов из высокосолевых растворов. Установлено, что, несмотря на низкую степень диссоциации органических комплексов, достигается высокая степень замещения радионуклидов. При образовании устойчивого органического комплекса с радионуклидами, имеющими повышенную степень окисленности, предложено перед замещением проводить их восстановление введением в раствор железа(II), сульфид-ионов. Показана эффективность использования титанофосфатных сорбентов, полученных в ИХТРЭМС КНЦ РАН из сульфата титанила и аммония, являющегося продуктом переработки титанового сырья. Разработанный подход обеспечивает: возможность эффективной дезактивации содержащих органические комплексоны ЖРО до уровня, соответствующего санитарным нормам; снижение энергозатрат и количества используемых реагентов; минимальную по отношению к очищаемому раствору массу подлежащей захоронению радиоактивной фазы; использование дешевых легко доступных реагентов и типового химического оборудования; простоту аппаратного оформления процесса; отсутствие химически агрессивных газообразных веществ, приводящих к повреждению оборудования; проведение процесса при атмосферном давлении и температуре, не превышающей 70°C.

*Исследования выполнены при финансовой поддержке Российского  
научного фонда (РНФ) в рамках научного проекта №17-19-01522.*

## ИССЛЕДОВАНИЕ БОРОБАЗАЛЬТОВЫХ СИСТЕМ КАК МАТРИЦ ДЛЯ ВКЛЮЧЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ТЕХНОЛОГИИ

**В.В. Иванов**

*Федеральное государственное бюджетное учреждение науки  
Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
Российской академии наук (ИФХЭ РАН), Москва  
E-mail: ivanov@ipc.rssi.ru*

В качестве перспективной рассматривается пироэлектрохимическая технология переработки отработанного ядерного топлива. Данная технология является по существу безводной, и по этой причине может не создавать значительного количества вторичных отходов низкого уровня радиоактивности, характерных для водных технологий. Отходы пироэлектрохимической технологии переработки отработанного ядерного топлива. представляют собой смешанные ортофосфаты железа, редких земель примерно 26% и 40% масс., соответственно, и ортофосфаты алюминия, хрома, марганца, меди, цинка, щелочных и щелочноземельных металлов. В отходах присутствует также борный ангидрид. Содержание америция в них составляет порядка 2% масс.

По результатам проведенных исследований, можно сделать ряд предварительных заключений:

1. Скорости выщелачивания боробазальтовых матриц для всех приведенных составов имеют величину порядка  $10^{-7}$  г/см<sup>2</sup> сутки, что вполне приемлемо для целей иммобилизации радионуклидов в них.

2. Температура синтеза, приводящая к получению однородных стекол для всех приведенных составов, составляет приблизительно 1250<sup>0</sup>С. В этом случае возможный технологический процесс не требует применения специального оборудования.

3. Обсуждаемая матрица способна включать в себя до 40% масс. фосфатных отходов, что, как представляется, вполне достаточно с точки зрения технологии.

4. Данная система малочувствительна к вариациям содержания борного ангидрида. Это существенно, поскольку борный ангидрид может присутствовать и в отходах пироэлектрохимической технологии в различных количествах.

Сказанное позволяет принять данную систему (матрицу) в качестве перспективной для дальнейших исследований и разработки технологий.

## ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВЫДЕЛЕНИЯ НЕОДИМА И ТОРИЯ ИЗ МОДЕЛЬНЫХ ПУЛЬП НАКОПЛЕННЫХ ВАО С ПОМОЩЬЮ ТВЕРДОФАЗНЫХ ЭКСТРАГЕНТОВ TEVA RESIN-B И DN RESIN-B

**Н.М. Ивенская<sup>1)</sup>, П.В. Козлов<sup>1,2)</sup>, М.Б. Ремизов<sup>1)</sup>, К.О. Дюг<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)

<sup>2)</sup> – ОТИ НИЯУ МИФИ, Озёрск, [kozlov\\_pavel@inbox.ru](mailto:kozlov_pavel@inbox.ru)

В рамках разработки альтернативной технологии обращения с накопленными ВАО исследовано извлечение из пульп критичных для цементированья радионуклидов –  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239}\text{Pu}$ . Достижение требуемой степени очистки растворенных пульп позволит минимизировать объемы высокоактивного стекла и включить очищенный раствор в цемент.

Выделение радионуклидов проводили методом экстракционной хроматографии. В качестве нерадиоактивного аналога  $^{241}\text{Am}$  использовали Nd, а  $^{239}\text{Pu}$  – Th. Проведено сравнение эффективности совместного извлечения Nd и Th на ТФЭ DN Resin-B и его отечественном аналоге ТОДГА. Показано, что требуемые коэффициенты очистки раствора от Th и Nd (300 и 150, соответственно) достигаются при использовании обоих ТФЭ. Однако, значение эффективного фильтроцикла на ТФЭ ТОДГА для Nd (124 к.о.) и Th (184 к.о.) ниже, чем на ТФЭ DN Resin-B (160 к.о. для Nd и 208 к.о. для Th). Установлено, что Th на ТФЭ DN Resin-B извлекается эффективнее, чем Nd и занимает значительную часть емкости. Для оценки возможности увеличения эффективности извлечения Nd исследована двухстадийная схема очистки, с предварительным выделением Th на ТФЭ TEVA Resin-B и последующим выделением Nd на ТФЭ DN Resin-B. Установлено, что Nd на TEVA Resin-B не извлекается. Стадия предварительного выделения Th из раствора позволила увеличить эффективный фильтроцикл для Nd на ТФЭ DN Resin-B на 25% до 180 к.о.

Проведена оценка возможности работы ТФЭ TEVA Resin-B в многоциклическом режиме. Эффективный фильтроцикл для Th на ТФЭ TEVA снижается от цикла к циклу (от 120 к.о. в первом цикле до 86 к.о. в третьем цикле). Для десорбции Th использовали раствор, содержащий 25 г/л ДТПА и 0,5 моль/л  $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$ . Степень десорбции во всех циклах составила более 99%. Эффективный фильтроцикл для Nd составил 194 к.о., что на 40 к.о. выше, чем при совместном извлечении Nd и Th. Степень десорбции Nd с ТФЭ DN Resin-B составила 77%.

Проведенные исследования показали принципиальную возможность достижения расчетных коэффициентов очистки растворенных пульп от Nd и Th, аналогов  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , соответственно.

## ОЧИСТКА КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОБЛУЧЕННЫХ ТВС МЕТОДОМ ИНДУКЦИОННОГО ШЛАКОВОГО ПЕРЕПЛАВА

М.Ю. Каленова, И.В. Кузнецов, А.С. Щепин, О.Н. Будин

*АО «ВНИИХТ», г. Москва, kalenovam@yandex.ru.*

Одной из амбициозных задач современной атомной энергетики является замыкание ЯТЦ, для чего помимо реакторов на быстрых нейтронах (РБН), способных работать на плутонии и дожигать минорные актиниды, необходимо разработать комплекс эффективных и безопасных технологий обращения с ОЯТ и РАО, обеспечивающих максимальный возврат делящихся материалов в энергетический оборот. Один из видов металлических ВАО, образующихся в процессе переработки ОЯТ РБН, являются конструкционные материалы отработавших ТВС (КМ), в случае реакторов с температурой рабочей зоны более 400 °С, представляющие собой стальной скрап. Как показал ряд исследований, ввиду высоких реакционной и диффузионной способности ОЯТ с высокой степенью выгорания содержание только плутония в КМ может достигать 0,015 масс. %, а глубина проникновения в субстрат – 50 и более мкм, что ставит под сомнение возможность их очистки методами, основанным на поверхностном воздействии (отмывка и пр.). Обеспечить надежную дезактивацию КМ и возврат основной массы ДМ в ЯТЦ возможно с помощью метода индукционного шлакового переплава в холодном тигле, имеющего следующие преимущества: снижение объёма металлических РАО до теоретически достижимого минимума; удаление загрязнений независимо от глубины их проникновения в субстрат; сочетание компактирования и дезактивации в одном аппарате за одну операцию; практическое отсутствие газообразных выбросов и вторичных отходов; исключительно высокий срок службы плавильного узла; возможность размещения компактного дистанционно управляемого оборудования в горячей камере. К настоящему моменту в АО «ВНИИХТ» разработаны флюсы, обеспечивающие извлечение ДМ из модельных КМ, образующихся при переработке ОЯТ БРЕСТ-300 не хуже 99,9 %, получение шлака пригодного для вскрытия азотной кислотой и дальнейшей гидрометаллургической переработки вследствие отсутствия в составе силикатов и фтора. Текущие исследования направлены на разработку состава флюса, при использовании которого актиниды будут формировать индивидуальную легкорастворимую фазу, а остальные компоненты шлака – кислотоупорную, что позволит селективно извлекать ДМ, рециклировать нерастворимый остаток на стадию синтеза свежего флюса, снизить объёмы технологических растворов, и соответственно, вторичных ЖРО.

**ПЕРЕРАБОТКА ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ,  
ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПОСЛЕ ДЕЗАКТИВАЦИИ ДЕТАЛЕЙ ИЗ  
СТАЛИ 12X18Н10Т МЕТОДОМ ЭЛЕКТРОЛИТНО-ПЛАЗМЕННОЙ  
ОБРАБОТКИ**

**О.В. Каленчукова, А.М. Зарубо, П.К. Нагула**

*Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минск, Беларусь, kalenchukova@gmail.com*

Эксплуатация ядерной энергетической установки сопровождается радиоактивными загрязнениями внутренних и наружных поверхностей оборудования и трубопроводов. Как правило, основная доля поверхностной активности обуславливается активированными продуктами коррозии. Удаление активированных отложений с поверхности оборудования является сложной задачей для решения которой применяется значительное количество методов. Для более эффективной дезактивации снимаемого оборудования ведется поиск новых методов.

В последнее время проявляется значительный интерес к электролитно-плазменной обработке (ЭПО) [1], как к разновидности электрохимического метода обработки. Электролитно-плазменный метод – экологически более безопасный способ обработки поверхности изделий, так как в качестве электролита применяются слабые растворы нейтральных солей.

В результате исследования дезактивации деталей из стали 12X18Н10Т методом электролитно-плазменной обработки образуются жидкие радиоактивные отходы, в которых содержится значительное количество продуктов съема поверхностного слоя металла ( $Fe^{3+}$ ,  $Ni^{2+}$ ,  $Cr^{3+}$ ).

Цель работы: разработка технологии переработки жидких радиоактивных отходов, образующихся после дезактивации деталей методом электролитно-плазменной обработки.

Во время эксперимента, электролитно-плазменной обработке подвергались детали из стали 12X18Н10Т. В качестве электролита использовался 6%-ый водный раствор сульфата аммония марки ч.д.а. В исследовательской работе использовались. Измерения активности растворов проводились с помощью  $\gamma$ - и  $\beta$ -анализатора МКС-АТ-1315.

В результате проведенных исследований найдено, что наиболее эффективным способом переработки полученных жидких радиоактивных отходов является способ осаждения на селективных сорбентах.

Применение метода электролитно-плазменной обработки для дезактивации съемного конструкционного оборудования является весьма эффективным, и ранее в мировой практике не рассматривалось.

[1]. Способ электрохимического полирования: пат. США 5028304. – Оpubл. 02.07.91.

## СТАБИЛИЗАЦИЯ ФОРМ ТЕХНЕЦИЯ ДЛЯ ДОЛГОВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ В ЦЕМЕНТНОМ КОМПАУНДЕ

Д.А. Каморный<sup>2)</sup>, А.В. Сафонов<sup>1)</sup>, Е.А. Тюпина<sup>3)</sup>, К.Э. Герман<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва

<sup>2)</sup> – ФГУП РОСРАО, Москва

<sup>3)</sup> – РХТУ, Москва

Цементирование является наиболее простым и дешевым методом обращения с радиоактивными отходами низкого уровня активности. При этом, данный подход имеет ограничения для отходов, содержащих технеций, что связано с высокой растворимостью пертехнетат-ионов и их высоким уровнем выщелачивания. Радиоактивность технеция, накапливающегося в РАО составляет менее  $10^{-3}$  % от общей радиоактивности ОЯТ в настоящее время. Однако через 500 лет, когда распадутся короткоживущие ПД, доля технеция в  $\beta$ -радиоактивности станет одной из самых больших, поэтому актуальность решения задачи по изоляции  $^{99}\text{Tc}$  очевидна. Необходимым звеном в решении этой задачи является иммобилизация технеция в высокоустойчивой труднорастворимой матрице, что обеспечит надежную изоляцию на тысячи лет до его полного распада.

Целью нашей работы стал поиск модификаторов, образующих с технецием нерастворимые комплексы, для прочного удержания его в цементной матрице. В качестве стабилизирующих лигандов были выбраны: ПГМГ-гидрохлорид, ТФФ-хлорид, полиэтиленимин, тиомочевина, хитозан. Выбранные соединения имеют в своем составе атомы азота, фосфора или серы, образующие с пертехнетат-ионом малорастворимые соединения.

В цементные матрицы водоцементных соотношений (0,4; 0,5; 0,9), содержащие пертехнетат-ион в концентрации  $10^{-5}$  М,  $10^{-4}$  М,  $10^{-3}$  М, были добавлены различные количества вышеуказанных стабилизирующих лигандов (0,1 мас.%, 0,5 мас.%, 1 мас.%).

В ходе механических испытаний цементных матриц на прочность были определены оптимальное водоцементное соотношение и наилучшая концентрация добавляемых лигандов. В ходе экспериментов по оценке выщелачиваемости технеция, было определено, что за одинаковый промежуток времени из образцов, которые не содержат стабилизирующих лигандов, выщелачивалось в 2-4 раза больше технеция, чем из образцов, содержащих выбранные лиганды.



## ПОВЕДЕНИЕ СОЛЕЙ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ ПРИ ОЧИСТКЕ РАСТВОРОВ МЕТОДОМ НАНОФИЛЬТРАЦИИ

**В.О. Каптаков, В.В. Милютин, Н.А. Некрасова**

*Институт физической химии и электрохимии имени А.Н. Фрумкина,  
г. Москва  
V.Kapt@yandex.ru*

В настоящее время всё большее распространение получают мембранные способы очистки сточных вод от токсичных примесей, в т.ч. от радиоактивных веществ. Среди мембранных процессов можно выделить метод нанофильтрации (НФ). Благодаря наличию заряда на поверхности НФ мембраны возникает возможность более эффективного задержания многозарядных ионов, по сравнению с однозарядными. Ранее, нами было показано, что задерживающая способность НФ мембраны по солям двух- и трехзарядных щелочноземельных и цветных металлов достигает 80-90 и 93-98% соответственно.

В данной работе изучали задерживающую способность НФ мембраны по отношению различным солям щелочных металлов, наличие которых определяет, в большинстве случаев солевой фон низко- и среднеактивных жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Эксперименты проводили на лабораторной установке, включающей НФ мембранный модуль типа «NanoNF-1812» производства компании «РМ Нанотех», г. Владимир.

В результате проведенных экспериментов было показано, что задерживающая способность НФ мембраны в растворах солей хлоридов и нитратов всех щелочных металлов невысока и составляет 3-7%. Наблюдается некоторое повышение задерживающей способности НФ мембраны в ряду:  $Li < Na < K < Cs$ , что связано с увеличением степени гидратации ионов щелочных металлов.

По мере увеличения заряда аниона задерживающая способность НФ мембраны растет в ряду солей:  $NaCl \sim NaNO_3 < Na_2SO_4 < Na_3PO_4 < K_4Fe(CN)_6$ .

Таким образом, метод нанофильтрации может быть весьма эффективным при очистке низко- и среднеактивных ЖРО, в связи с тем, что позволяет снизить количество неактивных балластных солей щелочных металлов во вторичных радиоактивных отходах.

**ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ НА ЭКСТРАКЦИЮ  $^{137}\text{Cs}$  И  $^{241}\text{Am}$   
КАЛИКС- И ТИАКАЛИКСАРЕНАМИ**

**М.Д. Караван<sup>1)</sup>, Е.С. Степанова<sup>1)</sup>, И.В. Смирнов<sup>1)</sup>, Н.М. Ивенская<sup>2)</sup>,  
С.Р. Зарипов<sup>3)</sup>, С.Е. Соловьева<sup>3)</sup>, И.С. Антипин<sup>3,4)</sup>**

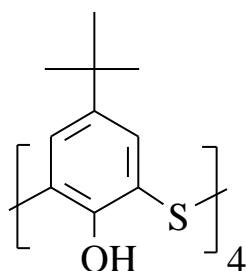
<sup>1)</sup> – АО «Радиевый институт имени В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург,  
*tkaravan@khlorin.ru*

<sup>2)</sup> – Озёрский технологический институт, Озёрск

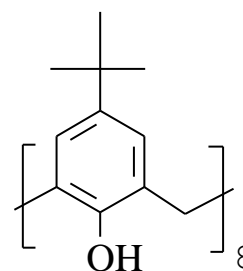
<sup>3)</sup> – Казанский (Приволжский) федеральный университет, Казань

<sup>4)</sup> – Институт органической и физической химии имени А.Е. Арбузова,  
КНЦ, РАН, Казань

В рамках разработки новых подходов к обращению с высокоактивными отходами атомной промышленности, и в частности – в вопросах выделения и концентрирования таких радионуклидов как цезий, стронций и трансурановые элементы, было проведено исследование радиолитической устойчивости двух систем на основе функционализированных каликсаренов: *n*-трет-бутил-тиакаликс[4]арена **ТКА** и *n*-трет-бутил-каликс[8]арена **ТБ8** при воздействии  $\gamma$ -излучения в интервале от 20 до 80 кГр.



*n*-трет-бутил-тиакаликс[4]арен  
**ТКА**



*n*-трет-бутил-каликс[8]арен  
**ТБ8**

Идентификация продуктов радиолитического распада каликсаренов и изучение их экстракционной способности по отношению к  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{241}\text{Am}$  после облучения показывают, что оба исследуемых каликсарена изначально обладают низкой экстракционной способностью по отношению к  $^{137}\text{Cs}$  ( $D_{\text{Cs}} \sim 0,1$ ). В то же время, экстракция  $^{241}\text{Am}$  **ТКА** сначала уменьшается, но по мере нарастания дозы облучения возрастает, что может быть связано с образованием в системе под действием радиолитических продуктов раскрытия каликсаренового цикла, также обладающих экстракционной способностью по отношению к  $^{241}\text{Am}$ . Коэффициенты распределения  $^{241}\text{Am}$  в случае **ТБ8** после облучения остаются неизменными, но масс-спектрометрический анализ указывает на образование в растворе многочисленных форм присоединения молекул перхлорэтилена к молекуле экстрагента.

## ОБРАЩЕНИЕ С РАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ОЯТ

В.А. Кащеев<sup>1,2)</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>2,1)</sup>

<sup>1)</sup> – АО «ВНИИНМ им. акад. А.А. Бочвара», [VAKascheev@bochvar.ru](mailto:VAKascheev@bochvar.ru)

<sup>2)</sup> – Частное учреждение ГК «Росатом» «ИТЦП «ПРОРЫВ»,  
[shau@proryv2020.ru](mailto:shau@proryv2020.ru)

Требования к матрицам для включения радиоактивных отходов (РАО) и к условиям их захоронения, изложенные в нормативных документах Российской Федерации приводят к ограничениям на объем конечных форм РАО, образующихся при переработке облученного ядерного топлива (ОЯТ), а именно, существует минимально возможный объем высокоактивных РАО от переработки ОЯТ, определяемый зафиксированными в нормативных документах параметрами допустимого теплового и радиационного воздействия на матрицы, использующиеся для утилизации РАО, а также ограничением на химический состав матриц.

В работе проведен анализ радиационных характеристик различных групп радионуклидов, представленных в смешанном нитридном уран-плутониевом (СНУП) ОЯТ (топливная композиция – U, Pu, Np; актиниды, не использующиеся для фабрикация ЯТ; продукты деления; изотопы, возникающие при реакторном облучении конструкционных материалов твэлов и ТВС). Проведенный анализ показывает, что:

- выделение фракции минорных актинидов (МА) при переработке СНУП ОЯТ существенно снижает необходимый объем матрицы для глубинного геологического захоронения РАО;

- технически достижимый в настоящее время уровень извлечения МА (99,9%) и плутония (99,975%) при переработке СНУП ОЯТ позволяет снизить время достижения радиационной эквивалентности образующихся РАО и уранового сырья, использующегося для производства СНУП ЯТ, до уровня 300 лет;

- полный отказ от глубинного подземного захоронения РАО от переработки ОЯТ (отказ от формирования РАО 1-го и 2-го класса) экономически не оправдан, т.к. приводит к необходимости формирования большого объема РАО 3-го класса;

- минимизация объема РАО, подлежащих глубинному захоронению, достигается сочетанием фракционирования (выделением фракции МА) и использованием принципа многоступенчатой переработки ВАО, предполагающей длительное промежуточное контролируемое хранение ВАО (50-60 лет).

## СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ ЦЕЗИЙСОДЕРЖАЩИХ СЛОЖНЫХ ОКСИДОВ СОСТАВА $Cs_{1+x}NbMo(W)O_{6+0.5x}$

Ю.П. Клапшин, А.И. Орлова, Д.А. Михайлов

*ННГУ им. Н.И. Лобачевского, Нижний Новгород, klapshin\_up@mail.ru*

Многие сложные оксиды со структурой дефектного пирохлора, описываемые общей формулой  $A^IVB^VC^VIO_6$ , обладают ценными оптическими, электрическими и ионообменными свойствами. Гидролитическая стойкость и способность таких соединений включать значительные количества радионуклидов делают их перспективными матрицами для связывания радионуклидов из РАО.

Синтез сложных оксидов состава  $Cs_{1+x}NbMo(W)O_{6+0.5x}$  ( $0 \leq x \leq 1$ ) проводили методом твердофазных реакций в две стадии: исходную смесь нитрата цезия, оксидов ниобия и молибдена (вольфрама) диспергировали и отжигали в течение 4 часов при 400 °С, а затем при 600 °С. Синтез контролировали методами дифференциального термического и рентгенофазового анализов. Молибденсодержащие соединения синтезируются по экзотермической реакции в интервале 503-530 °С, обладают полиморфными переходами в интервале 445-560 °С и инконгруэнтно плавятся в интервале 760-850 °С. Вольфрамсодержащие соединения термостабильны при нагревании до 950 °С.

Все синтезированные соединения обладают структурой природного минерала пирохлора. Вхождение дополнительных атомов Cs ( $x > 0$ ) в кристаллическую решётку можно объяснить занятием ими вакантных пустот или дефектных мест. Повышение концентрации цезия в исследуемых соединениях увеличивает параметр кристаллической решётки и их плотность, причём для молибденсодержащих соединений также повышается их термостабильность.

Скорость выщелачивания цезия из керамических таблеток, полученных холодным прессованием порошков синтезированных соединений на 28 суток испытаний в дистиллированной воде при 25 °С в статическом режиме лежала в интервале  $0.9-2.8 \cdot 10^{-6}$  г/см<sup>2</sup>·сут.

Относительно низкая температура синтеза исследованных соединений при высоких значениях концентрации цезия (до 3.03 г/см<sup>3</sup>) и их гидролитической стойкости являются важными факторами для изготовления из них малогабаритных источников  $\gamma$ -излучения с большой удельной активностью.

**РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ СО  
СРЕДНЕАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ СЛОЖНОГО  
ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА**

**Д.Н. Колупаев, О.М. Слюнчев, В.А. Ремизова, П.А. Бобров**

***ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [cpl@po-mayak.ru](mailto:cpl@po-mayak.ru)***

Поиск новых матричных материалов вызван необходимостью кондиционирования широкого спектра радиоактивных отходов (РАО) сложного состава, содержащих продукты деления облученного ядерного топлива (ОЯТ). Обращение с некоторыми РАО стандартными методами (цементирование или остекловывание) невозможно в силу нормативных ограничений или технологических требований, связанных с особенностями процесса отверждения.

Для надежной локализации подобных РАО, могут быть использованы новые матричные материалы на основе малорастворимых ортофосфатов. Синтез материала проводится в обычных условиях (давление, комнатная температура) с получением термодинамически устойчивой матрицы на основе  $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ , который является синтетическим аналогом природного минерала струвит.

В рамках исследований синтезированы образцы фосфатного матричного материала и установлено соответствие показателей его качества (механическая прочность, химическая устойчивость) действующим нормативным требованиям. Показано, что через 28 суток твердения фосфатные компаунды обладают высокой механической прочностью на сжатие (15–20 МПа), что выше нормативно установленных 5 МПа.

Определена гидролитическая устойчивость фосфатных матричных материалов с отвержденными среднеактивными отходами (САО). Интегральная скорость выщелачивания за 90 сут. составляет: для суммы  $\beta$ -излучающих нуклидов –  $3,5 \cdot 10^{-4}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), для  $^{137}\text{Cs}$  –  $2,0 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), что ниже установленного предела для цементных компаундов - не более  $1 \cdot 10^{-3}$  г/(см<sup>2</sup>·сут); для суммы  $\alpha$ -излучающих нуклидов –  $2,7 \cdot 10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), что приближается к требованиям НП-019-15 к стеклоподобным компаундам не более  $1 \cdot 10^{-7}$  г/(см<sup>2</sup>·сут).

Проверено несколько вариантов переработки САО и показано, что степень включения в компаунд кубового остатка от упаривания САО составит до 40 % масс, а пульпы до 50 % масс. Проведена успешная апробация технологии с масштабированием до 200 л. В настоящее время ведутся работы по освоению технологии.

## ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ИЗОТОПНЫЕ ЭФФЕКТЫ ТРИТИЯ В РАСТВОРАХ ГАЛОГЕНОВ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ

Ю.В. Кондакова, К.Д. Хорошилова, А.Б. Сазонов

*Российский химико-технологический университет  
имени Д.И. Менделеева, Москва, yulyochick@mail.ru*

В ядерных реакторах в результате процессов тройного деления образуются большие количества трития. Поступая с выбросами АЭС в организм человека в виде НТО, тритий способен обмениваться с атомами водорода биологически активных молекул. Следовательно, тритий следует улавливать и концентрировать непосредственно на тех предприятиях ядерной энергетики, где возможно его попадание в окружающую среду. В связи с этим целью нашей работы стало изучение равновесных свойств систем, потенциально пригодных для разделения изотопов водорода физико-химическими методами. В частности, нами было исследовано изотопное равновесие трития в системе «водяной пар – водный раствор галогенида щелочного металла» при различных температурах. Теоретическая возможность концентрирования трития в гидратных оболочках отдельных ионов и неразделенных ионных пар оценивалась методами квантовой статистики. Теоретические и экспериментальные (для LiCl) результаты определения константы изотопного равновесия  $K_{HT}$  между свободной и связанной водой в растворе представлены на рис.1-2.

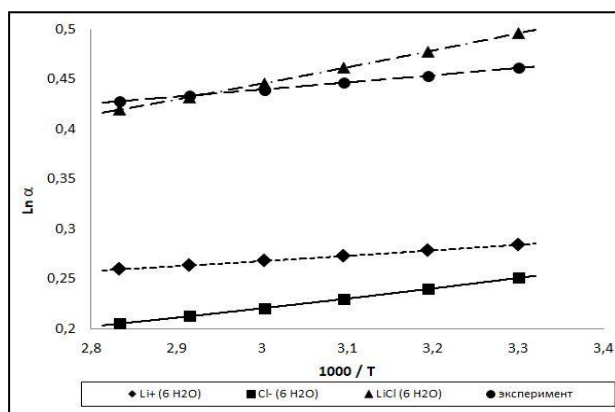


Рис. 1. Зависимость  $K_{HT}$  между свободной и гидратной водой в растворе LiCl от температуры

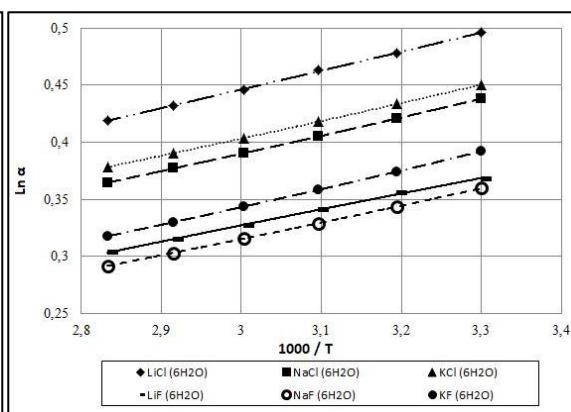


Рис. 2.  $K_{HT}$  для некоторых галогенидов щелочных металлов (расчет для неразделенных ионных пар)

Результаты квантово-статистических расчетов хорошо согласуются с экспериментальными значениями  $K_{HT}$  для LiCl. Расчеты ионных пар хлоридов и фторидов щелочных металлов, окруженных гидратной оболочкой, показывают уменьшение константы равновесия при переходе от лития к натрию и калию. Однако, как расчетные, так и экспериментальные данные указывают на то, что тритий способен заметно концентрироваться в гидратной оболочке ионных пар, что может иметь практическое значение для организации процесса его концентрирования.

**ВЛИЯНИЕ ВРЕМЕНИ И ТЕМПЕРАТУРЫ КОНТАКТА НА  
СОРБЦИОННОЕ ПОВЕДЕНИЕ ГЛИН В ГЕОХИМИЧЕСКИХ  
УСЛОВИЯХ УЧАСТКА «ЕНИСЕЙСКИЙ»**

**Ю.В. Коневник, Н.И. Родыгина, Е.В. Захарова**

*ИФХЭ РАН, Москва, leonenko@gmail.com*

В России рассматривается размещение глубинного геологического захоронения радиоактивных отходов на участке «Енисейский» Нижнеканского массива. Проектируемое хранилище предназначено для отходов высокого и среднего уровня активности, в том числе для отвержденных ВАО, содержащих актиниды, и отходов с повышенным тепловыделением.

Сорбционное поведение является одним из важнейших характеристик материалов при рассмотрении их в качестве компонента инженерного барьера при сооружении хранилищ РАО. Было изучено сорбционное поведение глин разного минерального состава (каолиновая глина, голубая бентонитовая глина, Хакасский бентонит в природной и активированной Na-форме), отобранных из месторождений, расположенных недалеко от планируемого хранилища. Эксперименты проводились при 90 и 20°C для моделирования процессов, которые могут быть важны в ближней зоне хранилища. Сорбционное поведение глин изучалось по следующей схеме: исследование кинетики сорбции, определение коэффициентов распределения  $K_d$  и форм нахождения сорбированных радионуклидов методом последовательного выщелачивания по методике Тессьера.

Было показано, что повышение температуры контакта обуславливает незначительное уменьшение коэффициентов распределения  $K_d$  стронция и цезия и практически не влияло на формы их нахождения в сорбированном виде. Увеличение температуры контакта привело к повышению коэффициентов распределения урана, нептуния, плутония и америция на природных глинах и практически не оказывало влияния в случае активированного бентонита. Увеличение как времени, так и температуры контакта способствует более прочному связыванию сорбированных радионуклидов с глинами и увеличению доли прочно фиксированных форм радионуклидов.

**ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННЫЕ ИСПЫТАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ  
ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ  
ХИМИКО-МЕТАЛЛУРГИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА  
ФГУП «ПО «МАЯК»**

**А.В. Конников, Н.Ю. Лагунова, Е.В. Лызлова,  
А.В. Глухова, Н.В. Силич, А.М. Мусальников, А.Ю. Шумков**

*ФГУП «ПО «Маяк», г. Озёрск Челябинской области, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)*

В настоящее время на химико-металлургическом производстве ФГУП «ПО «Маяк» внедряется технология переработки жидких радиоактивных отходов, предусматривающая концентрирование радионуклидов с их переводом в более безопасное твёрдое состояние для длительного хранения и получение очищенной воды категории производственных отходов. Существующая схема переработки включает осадительно-фильтрационную технологию очистки САО и мембранно-сорбционную технологию очистки НАО.

В ходе опытно-промышленных испытаний переработано более 126 тыс. м<sup>3</sup> жидких НАО. Установлено, что фильтрационные модули позволяют сконцентрировать первоначальный объём растворов в среднем в 300 раз с коэффициентом очистки для  $\alpha$ -излучающих радионуклидов до 10<sup>3</sup> без предварительной подготовки и введения дополнительных реагентов. На узле сорбционного извлечения радионуклидов из пермеата установки ультрафильтрационной очистки переработано около 49 тыс. м<sup>3</sup> растворов. Установлено, что, в целом, узел сорбции обеспечивает эффективное извлечение радионуклидов на анионите АВ-17×8.

В процессах упаривания и сушки концентрата, образующегося на узле ультрафильтрации, не достигнута заявленная производительность установок. Выявлены конструктивные недостатки оборудования. Установлено, что существующие роторно-плёночные испарители способны обеспечить переработку всего потока концентрата. Модернизирована конструкция бочек-сушилок, введены дополнительные единицы. Показано, что органические компоненты, появляющиеся в составе жидких НАО, оказывают негативное влияние как на работу установок, так и очистку поступающих растворов.

В ходе испытаний цепочки очистки САО переработано более 194 м<sup>3</sup> растворов уранового производства. Подобран оптимальный режим переработки поступающих растворов.

В целом, комплекс по переработке жидких НАО и САО уранового производства способен обеспечить переработку всего потока образующихся растворов.

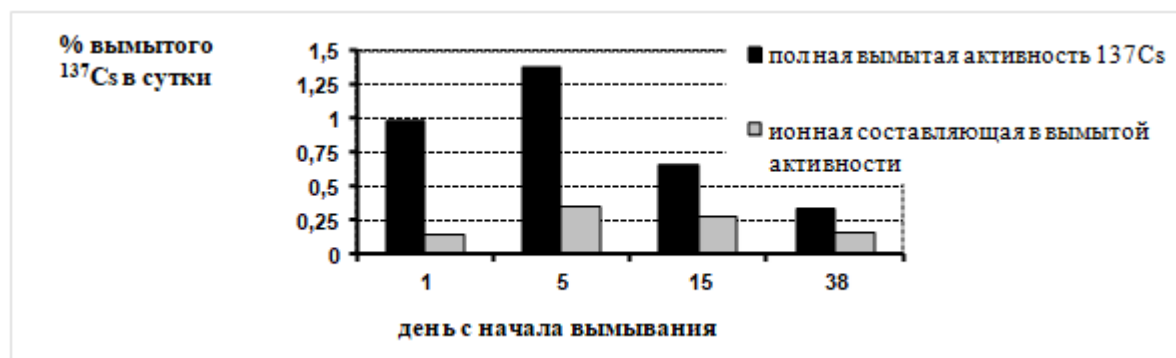


## ОСОБЕННОСТИ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ РАДИОЦЕЗИЯ ИЗ ЦЕМЕНТНЫХ МАТРИЦ, СОДЕРЖАЩИХ ФЕРРОЦИАНИДЫ ПЕРЕХОДНЫХ МЕТАЛЛОВ

О.А. Кононенко, В.В. Милютин

*ФГБУН Институт физической химии и электрохимии  
им. А.Н. Фрумкина РАН, Москва, koa1978@mail.ru*

Пульпы отработанных ферроцианидных сорбентов представляют собой среднеактивные отходы и нуждаются в отверждении, например, цементировании портландцементом. При этом образуются прочные матрицы, плохо удерживающие цезий. В работе изучен характер вымывания цезия из портландцементных матриц, сформированных при водоцементном отношении (В/Ц)=1 и содержащих 7,5% свежесосажденного  $\text{KNi}_{1,5}[\text{Fe}(\text{CN})_6]$ . Показано, что в первые две недели выщелачивания цезий вымывается главным образом в виде коллоидов, имеющих размер свыше 300 нм (см. рисунок).



В дальнейшем цезий вымывается преимущественно в ионной форме. Коллоидный характер вымывания цезия возможен из-за высокой пористости матриц и склонности ферроцианидов переходных металлов к пептизации в щелочной среде. Показано, что при синтезе  $\text{KNi}_{1,5}[\text{Fe}(\text{CN})_6]$  в присутствии минерала-носителя образуются композиционные ферроцианидные сорбенты (КФС), устойчивые к пептизации в щелочной среде. Например, при цементировании 15% пульпы  $\text{KNi}_{1,5}[\text{Fe}(\text{CN})_6]$  без носителя при В/Ц=1, получены матрицы с прочностью 62 кг/см<sup>2</sup>, из которых за 90 суток вымывается 40,2%  $^{137}\text{Cs}$ . Аналогичная матрица, содержащая  $\text{KNi}_{1,5}[\text{Fe}(\text{CN})_6]$ , осажденный на порошкообразном волластоните, имела прочность 67 кг/см<sup>2</sup> и уровень вымывания  $^{137}\text{Cs}$  2,6%. Установлено, что волластонит неселективен к цезию. Применение КФС для очистки ЖРО от радиоцезия позволяет решить проблему последующей надежной локализации отработанных ферроцианидных пульп.

## СОРБЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ДИАТОМИТА И БЕНТОНИТА, МОДИФИЦИРОВАННЫХ КАТИОННЫМИ ПАВ ПО ОТНОШЕНИЮ К РАДИОЦЕЗИЮ

О.А. Кононенко, В.В. Милютин

*ФГБУН Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН, Москва, koa1978@mail.ru*

При отверждении доупаренных рассолов (ДР) ЖРО АЭС алюминатными связующими, например, цементом марки ВГКЦ-75-05, возникает проблема надежной фиксации радиоцезия в матрицах. Традиционно использующиеся для сорбции цезия бентонит, клиноптилолит и ферроцианиды переходных металлов не годятся, так как они, или разрушают алюминатную матрицу из-за несовместимости с ней, или разрушаются сами. Показано, что совместимости сорбентов-алюмосиликатов с алюминатной матрицей можно добиться, если предварительно обработать их в водной среде при pH 6-7 катионными ПАВ – октадецилдиметилбензиламмония хлоридом (Катамин® АБ) или поли(диаллилдиметиламмония хлоридом) (флокулянт ВПК-402). При обработке сорбентов время контакта порошка алюмосиликата с раствором ПАВ – 2 ч; алюмосиликат/ПАВ = 10/1; т/ж = 1/5 (масс.). В таблице приведены коэффициенты распределения  $^{137}\text{Cs}$  ( $K_d\text{Cs}$ ) на модифицированных сорбентах в типовых ДР ЖРО АЭС – нитратном, г/л:  $\text{NaNO}_3$  – 600,0;  $\text{NaOH}$  – 13,0;  $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$  – 14,1 и боратном, г/л:  $\text{NaNO}_3$  – 166,8;  $\text{KNO}_3$  – 69,8;  $\text{H}_3\text{BO}_3$  – 168,2;  $\text{NaOH}$  – 189,6.

Сорбент	Катионное ПАВ	$K_d\text{Cs}$ в ДР ЖРО АЭС, см <sup>3</sup> /г	
		нитратном	боратном
бентонит	—	123	110
	ВПК-402	95	174
	Катамин® АБ	121	46
диатомит	—	97	47
	ВПК-402	129	34

Алюминатные матрицы с такими сорбентами прочны и надежно удерживают  $^{137}\text{Cs}$ .

## ОСОБЕННОСТИ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ВЫСОКОЗАМЕЩЕННЫХ БОРАТОВ НАТРИЯ С ПОРТЛАНДЦЕМЕНТОМ И ФОСФАТНЫМИ СВЯЗУЮЩИМИ

О.А. Кононенко, В.В. Милютин

*ФГБУН Институт физической химии и электрохимии  
им. А.Н. Фрумкина РАН, Москва, koa1978@mail.ru*

Радиоактивные водные растворы боратов образуются при работе АЭС с ВВЭР и нуждаются в цементировании. Отверждение боратных растворов мало изучено. В работе исследовали включение модельной смеси из  $\text{Na}_2\text{HBO}_3$  и  $\text{NaH}_2\text{BO}_3$ , в матрицы из гидратированного портландцемента (ПЦ) и  $(\text{K}$  или  $\text{NH}_4)\text{MgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  (ФКМ или ФАМ). Матрицы получали отверждением воды или 25% водного раствора боратов натрия портландцементом при водоцементном отношении 0,7 или эквимольной смесью  $(\text{K}$  или  $\text{NH}_4)\text{H}_2\text{PO}_4$  с  $\text{MgO}$ . Кристаллическими фазами ПЦ без боратов являются, в порядке снижения их содержания,  $\text{Ca}_3\text{Si}_3\text{O}_9 \cdot \text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{Ca}(\text{OH})_2$ ,  $\text{Ca}_4\text{Al}_2(\text{OH})_{12}\text{CO}_3 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$  и  $\text{CaCO}_3$ . В ПЦ с боратами главная фаза –  $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_6(\text{OH})_2$ ;  $\text{Ca}_3\text{Si}_3\text{O}_9 \cdot \text{H}_2\text{O}$  отсутствует,  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  существенно меньше, а  $\text{CaCO}_3$  – больше, чем в ПЦ без боратов. Матрицы ПЦ с боратами имеют вдвое меньшую прочность, чем без боратов, и не удовлетворяют требованиям по прочности, предъявляемым к цементированным ТРО. Если 15% цемента заменить на диатомитовый порошок, то матрица ПЦ с боратами соответствует всем требованиям.

Для матриц ФКМ главной фазой является  $\text{KMgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ . В присутствии боратов добавляется фаза  $\text{MgCO}_3$ . Внесение дополнительных 10-20%  $\text{MgO}$  позволяет скомпенсировать убыль  $\text{MgO}$  из-за его реакции с карбонатами и увеличить прочность матрицы вдвое. У матриц ФАМ кристаллическими фазами, в порядке снижения их содержания, являются: для безборатных матриц –  $\text{Mg}(\text{NH}_4)_2(\text{HPO}_4)_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  и  $\text{NH}_4\text{MgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ , для борсодержащих –  $\text{NH}_4\text{MgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{NH}_4\text{NaHPO}_4 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$ , и  $\text{Mg}(\text{NH}_4)_2(\text{HPO}_4)_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$ . Из-за большего содержания  $\text{NH}_4\text{MgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  борсодержащие матрицы ФАМ прочнее безборатных. Дополнительное количество  $\text{NH}_4\text{MgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ , а также образование  $\text{NH}_4\text{NaHPO}_4 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  при синтезе ФАМ в присутствии боратов является результатом взаимодействия  $\text{Na}_2\text{HBO}_3$  с  $\text{Mg}(\text{NH}_4)_2(\text{HPO}_4)_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$ . Добавка 10%  $\text{MgO}$  сверх стехиометрии синтеза матрицы ФАМ увеличивает прочность матрицы ФАМ с боратами в 1,5 раза; при этом получают матрицы удовлетворительной прочности. Механизм действия избытка  $\text{MgO}$  – превращение  $\text{NH}_4\text{NaHPO}_4 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  в  $\text{NH}_4\text{MgPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ .

## ЦЕМЕНТИРОВАНИЕ СМЕСЕЙ ОТРАБОТАННЫХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ, СОДЕРЖАЩИХ АНИОНИТ В ТЕТРАБОРАТНОЙ ФОРМЕ

О.А. Кононенко, В.В. Милютин

*ФГБУН Институт физической химии и электрохимии  
им. А.Н. Фрумкина РАН, Москва, koa1978@mail.ru*

Для отработанных смесей ионообменных смол (ИОС) АЭС с ВВЭР характерны  $\text{Na}^+$  и  $\text{B}_4\text{O}_7^{2-}$ -формы. Цементирование таких ИОС в настоящее время не изучено. В работе исследовано включение модельной смеси из 50% катионита КУ-2( $\text{Na}^+$ ) и 50% анионита АВ-17( $\text{B}_4\text{O}_7^{2-}$ ) в матрицы на основе гидратированных портландцемента (ПЦ) и алюмината кальция (АК) марки ВГКЦ-75-05. Водоцементное отношение составляло 0,65-0,7. Показано, что КУ-2( $\text{Na}^+$ ) в АК инертен, а в ПЦ ионообменно взаимодействует с  $\text{Ca}(\text{OH})_2$ , превращаясь в КУ-2( $\text{Ca}^{2+}$ ). АВ-17( $\text{B}_4\text{O}_7^{2-}$ ) в ПЦ ионообменно взаимодействует с  $\text{Ca}(\text{OH})_2$ , давая  $\text{CaB}_4\text{O}_7$ . Основной кристаллической фазой матрицы АК является  $\text{Ca}_3(\text{AlO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ . АВ-17( $\text{B}_4\text{O}_7^{2-}$ ) разрушает ее с образованием  $\text{Ca}_6\text{Al}_2[\text{B}(\text{OH})_4]_{3,8}(\text{OH})_{14,2} \cdot 20\text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{CaH}_{15,68}\text{O}_{11,84}$  и  $\beta\text{-Ca}[\text{B}(\text{OH})_4]_2$ . Процессы ионного обмена и химического взаимодействия между ИОС и матрицами снижают прочность матриц. Показано, что прочность становится ниже требуемых 5МПа, если матрицы содержат больше 8% смеси ИОС в вышеуказанных ионных формах. Увеличить наполнение по ИОС до 14-16% можно, если обработать смесь ИОС перед отверждением солями типа  $\text{Me}(\text{NO}_3)_2$ , где  $\text{Me} = \text{Ca}, \text{Sr}$  или  $\text{Ba}$ , без отмывки от продуктов ионного обмена. При этом образуются нерастворимый  $\text{MeB}_4\text{O}_7$  и АВ-17( $\text{NO}_3^-$ ). Обнаружено, что  $\text{MeB}_4\text{O}_7$  в десятки раз замедляют процесс образования ПЦ и АК, однако практически не влияют на итоговую прочность. Матрицы максимальной прочности получают, если берется такое количество  $\text{Me}(\text{NO}_3)_2$ , чтобы после обработки ИОС весь анионит перешел в  $\text{NO}_3^-$ -форму, а катионит – остался в  $\text{Na}^+$ -форме (для АК) или перешел в  $\text{Me}^{2+}$ -форму (для ПЦ). При выполнении этого условия получают водостойкие и радиационностойкие матрицы с прочностью около 7 МПа. Для надежной фиксации  $^{137}\text{Cs}$  в матрицах вносили селективные сорбенты – бентонит или диатомит – в количестве 5% от массы цемента. В случае АК для получения прочной матрицы необходима предварительная обработка сорбента катионным полимером – поли(диаллилдиметиламмония хлоридом).

**ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ  
ОБЪЕКТОВ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ РАДИОНУКЛИДАМИ, В ТОМ  
ЧИСЛЕ  $\alpha$  - ИЗЛУЧАТЕЛЯМИ**

**И.П. Коренков<sup>1)</sup>, Т.Н. Лащенова<sup>1)</sup>, А.Б. Майзик<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ГНЦ ФГБУ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва  
korenkovip@yandex.ru; *tlaschenova@yandex.ru**

*<sup>2)</sup> – АО ВНИИНМ имени ак. А.А. Бочвара, Москва  
kvant124@gmail.com*

В работе представлен опыт вывода из эксплуатации таких больших радиационно опасных объектов, как здания и сооружения, расположенные в густонаселенном мегаполисе, таких как Москва, загрязненных радионуклидами, в том числе и  $\alpha$  – излучателями.

При проведения работ по дезактивации объектов и территорий, загрязненных  $\alpha$  – излучателями, главная проблема состоит в отсутствии методических документов по установлению пространственного распределения радиоактивного загрязнения на территории, в помещениях и строительных конструкциях. Трудности связаны с измерением содержания  $\alpha$  – излучающих радионуклидов на сложных по геометрии объектах. Вторая проблема связана с категорированием радиоактивных отходов в месте образования, которые образуются на всех этапах работ, от которых зависит объём РАО, соответственно и стоимость работ. Целью данного этапа работ является разработка критериев, которые позволят при соблюдении требований радиационной безопасности проводить реабилитационные работы на объектах и их территориях.

В работе предложены основные критерии контроля радиационно-безопасного состояния помещений, проведено обоснование остаточной активности и уровней контроля при дезактивации рабочих поверхностей, загрязненных техногенными альфа-излучателями. Также обоснованы гигиенические критерии освобождения от контроля материалов и строительных конструкций, образующихся в большом объёме при проведении работ. При проведении работ необходимо проводить достоверные измерения техногенных альфа-излучателей, которые позволят определить объёмы дезактивационных работ и объёмы образования РАО. При этом необходимо оптимизировать распределение дозовых нагрузок на персонал, проводить прогноз минимизации дозовых нагрузок при проведении работ.

## ПЕРЕРАБОТКА РАСТВОРОВ ДЕЗАКТИВАЦИИ

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

*Объединённый институт энергетических и ядерных исследований –  
Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Беларусь  
E-mail: korenkova\_olya@mail.ru*

Проблема переработки отработанных дезактивирующих растворов в настоящее время является особенно актуальной в связи с ростом количества выводимых из эксплуатации ядерных установок. Отработанные дезактивирующие растворы характеризуются сложным радионуклидным и химическим составом, в т.ч. высоким содержанием и присутствием комплексообразователей. Целью данной работы было определить наиболее эффективную комбинацию методов для переработки таких растворов, являющихся как правило ЖРО, используя данные о состоянии радионуклидов в растворах.

Модельные растворы дезактивации были приготовлены путем смешивания ОЭДФ, ПАВ и карбоната натрия, рН раствора 8-9. Суммарная альфа активность изотопов Pu и Am в растворах составляла  $\sim 500$  Бк/дм<sup>3</sup>. Исследования проводились методом ультрафильтрации, сорбции, окисления, ионного обмена, центрифугирования как со свежеприготовленными растворами, так и растворами, которые выдерживались в течении нескольких лет. В растворах, которые выдерживались несколько лет, сформировались осадки и общая альфа-активность растворов уменьшилась почти в 10 раз по сравнению со свежеприготовленными растворами. Показано, что в изучаемых растворах значительная часть радионуклидов входит в состав частиц размером менее 25 нм. Радионуклиды Pu и Am, которые не включены в осадки, находятся в основном в форме растворимых низкомолекулярных органических комплексов. ПАВ и органические комплексоны, которые присутствуют в дезактивирующих растворах, существенно увеличивают стабильность данных частиц, что, в свою очередь, затрудняет использование методов ионного обмена, коагуляции и адсорбции для очистки ЖРО.

Были проведены эксперименты по предварительному разрушению органических компонентов окислением. Наибольшую эффективность показал метод перманганатного окисления, в результате которого образуются оксиды марганца, которые являются сорбентами для Pu и Am.

Таким образом, в ходе исследования были определены формы нахождения радионуклидов Pu и Am в дезактивирующих растворах и предложена эффективная ( $K_{оч} > 100$ ) технология их переработки, основанная на сочетании перманганатного окисления, коагуляции и ультрафильтрации.

## ОБРАЩЕНИЕ С КУБОВЫМ РАСТВОРОМ РЕГЕНЕРАЦИИ МЕТИЛАМИН КАРБОНАТА

**В.А. Королев, А.А. Мурзин**

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург,  
aamurzin@khlopin.ru*

На втором экстракционном цикле базовой технологии ОДЦ для регенерации экстрагента предложено использовать метиламинкарбонат (МАК) как регенерируемый реэкстрагент. В процессе промывки при контакте с экстрагентом, содержащим некоторое количество азотной кислоты, в реэкстракте накапливается нитрат метиламмония (МАН). Основная часть метиламина отгоняется в виде метиламинкарбоната в процессе его регенерации, а в кубовом остатке остается МАН и различные фосфаты метиламмония. Остатки метиламина должны быть удалены из растворов, поскольку в соответствии с НП-019-15 при отверждении ЖРО такие растворы не могут включаться в цементную матрицу.

Разрушение нитрата метиламмония происходит в автоклавном режиме. Степень разрушения может достигать 95%. Полученный раствор предполагается добавлять в объединенный ацетатный раствор и далее направлять на цементирование. Цементирование приводит к образованию сверху компаунда слоя рыхлого материала. Образование рыхлого слоя обусловлено присутствием в объединенном ацетатном растворе ДБФК, которая появляется в результате добавления в него кубового раствора МАК. Компаунды, полученные из не содержащего ДБФК ацетатного раствора, однородны и по механической прочности, водостойкости и морозостойкости отвечают требованиям ГОСТ для цементированных отходов.

Изготовление компаундов на основе объединенного ацетатного раствора и керамикрита возможно при величине рН раствора выше 7. Механическая прочность компаундов выше 4,9 МПа. За время проведения испытаний на морозостойкость образцы незначительно набирают прочность. Часть образцов выдержала испытания на водостойкость.

Результаты, полученные на образцах на основе керамикрита, показывают перспективность выбранного направления.

**РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ НОВОГО КОМПОЗИЦИОННОГО  
ЛЕГКОУДАЛЯЕМОГО МАТЕРИАЛА  
ДЛЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ *IN SITU***

**Ю.С. Коряковский, А.А. Акатов, В.А. Доильницын**

***СПбГТИ(ТУ), г. Санкт-Петербург, yuriy@technolog.edu.ru***

Химические приемы являются важной подгруппой дезактивационных методов. Использование дезактивирующих рецептур для удаления радионуклидов позволяет, в частности, снизить опасность объемного загрязнения воздушной фазы радионуклидами в аэрозольной форме, которая образуется при реализации «сухой» механической обработки.

В число малоотходных химических способов, пригодных для дезактивации «по месту» (*in situ*), входят протирание, использование пленкообразующих полимерных композиций, пенная дезактивация, обработка травильными пастами/гелями. Однако не все перечисленные способы подходят для удаления прочнофиксированных РАЗ (т.е. таких радионуклидных форм, которые прочно закрепились в оксидной пленке на поверхности металла, проникли вглубь лакокрасочного материала или полимерного напольного покрытия, и т.п.).

Новый запатентованный способ, предназначенный для удаления прочнофиксированных РАЗ *in situ* (преимущественно с металлических поверхностей) предлагает использовать сорбирующий материал в качестве носителя дезактивирующей рецептуры. Особенность подхода в том, что сорбент иммобилизован между двумя слоями – верхним, влагонепроницаемым, и нижним, влагопроницаемым. Сорбент, предварительно насыщенный дезраствором, укладывается на поверхность. Нижний смоченный слой обеспечивает взаимодействие рецептуры с РАЗ и диффузию радионуклидов в слой сорбента. Верхний слой позволяет предотвратить быстрое испарение раствора и, таким образом, пролонгировать процесс взаимодействия.

Применение сорбента в составе трехслойного материала дает возможность значительно ускорить операции по нанесению и удалению дезактивирующего агента (по сравнению с упомянутым выше методом дезактивации пастами/гелями). Значительное увеличение времени взаимодействия рецептуры с поверхностью обеспечивает эффективное растворение оксидной пленки на поверхности металлов и перевод радионуклидов в жидкую фазу. Также, в ряде случаев новый способ может оказаться эффективным и при дезактивации неметаллических материалов (полимерных, керамических).



## ПРИНЦИПЫ КОМПЛЕКСНОГО УЧЕТА ПРОЦЕССОВ ЭВОЛЮЦИИ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ

**Д.В. Крючков, К.А. Болдырев**

*ИБРАЭ РАН, Москва, [dvk@ibrae.ac.ru](mailto:dvk@ibrae.ac.ru)*

Одной из основных задач отрасли является комплексное решение проблемы обращения с радиоактивными отходами для предотвращения их негативного воздействия на человека и окружающую среду с использованием современных средств анализа безопасности.

Моделирование в рамках единого расчетно-прогностического подхода широкого класса процессов, важных для анализа безопасности объектов ядерного наследия, требует интеграции знаний во многих областях исследований.

Целью данной работы являлось создание расчетного инструмента (программного средства DESTRUCT) комплексного учета процессов эволюции барьеров безопасности.

В рамках представленного в докладе подхода рассматривается моделирование эволюции остеклованной матрицы РАО и основных инженерных барьеров безопасности (углеродистая сталь и бетон), включая изменение физических и химических параметров с учетом суммарного влияния внутренних и внешних процессов, а также выхода радионуклидов за пределы мультибарьерной защиты.

На основе оценки изменения свойств барьерных материалов, с учетом широкого спектра протекающих процессов, демонстрируется возможность оценки нарушения целостности, изменения их физических и противомиграционных свойств, используемых при решении задач распространения радиоактивности за пределы объекта.

Полноценный учет указанных процессов в единой модели при оценке выхода радионуклидов позволит с наименьшей консервативностью оценить влияние объекта на население и окружающую среду.

## **ВЛИЯНИЕ СВОЙСТВ ОКСИДА ГРАФЕНА НА ВЫДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ**

**А.С. Кузенкова, А.Ю. Романчук, С.Н. Камыков**

*МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, kuznastyia@mail.ru*

Одной из важнейших задач современной ядерной энергетики является разработка недорогих, простых, эффективных и экологичных методов обращения с радиоактивными отходами и реабилитация загрязненных радионуклидами территорий. В связи с этим в последнее время большое внимание уделяется перспективным углеродным наноматериалам. Среди них выделяется оксид графена, который представляет из себя монослой углерода с различными функциональными кислородсодержащими группами. Благодаря своей структуре, а также большой площади удельной поверхности ( $2500 \text{ м}^2/\text{г}$ ), дешевизне, простоте получения и нетоксичности, оксид графена нашёл применение в самых различных областях.

Образцы ОГ были синтезированы методами Хаммерса (HGO), Тура (TGO) и Броди (BGO). Из литературных данных известно, что в образцах HGO наблюдается высокая дефектность структуры и преобладание карбонильных и карбоксильных групп, а в случае образцов BGO – низкая дефектность структуры и преобладание гидроксильных групп. Кроме проведения сорбционных экспериментов, исследуемые образцы с сорбированными радионуклидами были охарактеризованы методами РФЭС, ИК-спектроскопии, ПЭМ, EXAFS.

Были проведены эксперименты по исследованию транспорта радионуклидов в кислом и соляном растворе через мембраны на основе оксида графена, полученных из полиимида под действием лазера (LIG-мембраны). В зависимости от атмосферы синтеза, были получены гидрофильные (атмосфера кислорода) и гидрофобные (атмосфера аргона) мембраны.

В работе показано, что образцы HGO и TGO имеют большее количество карбонильных и карбоксильных групп в структуре, за счет которых демонстрируют высокие сорбционные свойства по отношению к U(VI) и Am(III). Физико-химические формы радионуклидов, сорбированных на BGO заметно отличаются, что и вызывает снижение сорбции радионуклидов. Исследования диффузии радионуклидов через мембраны на основе ОГ показали, что на транспорт трития, в отличие от U(VI) и Am(III), практически не влияют ни смачиваемость мембраны, ни значение pH раствора.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФ 14-13-01279.

## О ВОПРОСАХ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ ОТ ТРИТИЯ

Н.А. Кузнецова, М.В. Ерофеева

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

В настоящее время на радиохимических и реакторных предприятиях актуален вопрос дезактивации оборудования, а также металлических радиоактивных отходов от трития. Данное направление малоизучено. В данной работе обобщены и рассмотрены процессы взаимодействия трития с металлами, распределения трития в материалах, методы дезактивации оборудования от трития.

Тритий, имея малый атомный радиус, как изотоп водорода, диффундирует практически во все материалы и, растворяясь в них, приводит к их загрязнению. При возрастании температуры проницаемость материалов резко возрастает. Установлено, что диффузия трития через металлы может приводить к существенному загрязнению наружных поверхностей емкостей с находящимся внутри них тритием.

Определено, что в результате радиоактивного распада трития образуется гелий, который со временем накапливается в объеме материала. Накопление гелия сопровождается образованием специфических дефектных структур. При этом чаще всего происходит деградация физико-химических свойств конструкционных материалов, т.е. так называемое «старение». Так, например, при наличии гелия в матрице никеля металл подвергается сильному охрупчиванию.

В настоящее время существует несколько способов дезактивации оборудования от трития: дезактивация газовыми продувками, термический метод и электрохимическая дезактивация. На ФГУП ПО «Маяк» был опробован метод жидкостной дезактивации по отмывке сильфонных узлов и спецвентилей, контактирующих с тритием. Дезактивацию изделий проводили с помощью травильных и штатных десорбирующих растворов погружным методом. Результаты экспериментов получены неудовлетворительные. Составы дезактивирующих растворов, наличие в них травильных химреагентов, а также время выдержки оборудования в дезактивирующих растворах не оказывали существенного влияния на качество дезактивации.

С целью повышения эффективности дезактивации рекомендовано использовать комбинированные методы в сочетании с электрохимической обработкой поверхности и воздействием ультразвука. Определено, что комбинированный метод позволит повысить качество дезактивации как минимум в 5 раз.

**ГИДРОЛИТИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ МАГНИЙ-КАЛИЙ-  
ФОСФАТНОГО КОМПАУНДА ПРИ ЗАХОРОНЕНИИ В ГЛУБОКИХ  
ГЕОЛОГИЧЕСКИХ ФОРМАЦИЯХ**

**С.А. Куликова, С.Е. Винокуров, Б.Ф. Мясоедов**

*Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского  
Российской академии наук, Москва, Россия  
E-mail: kulikova.sveta92@mail.ru*

Развитие ядерной энергетики зависит от эффективности решения проблем с радиоактивными отходами (РАО), образующимися при переработке отработавшего ядерного топлива. Наиболее распространенной в настоящее время стратегией обращения с высокоактивными и среднеактивными долгоживущими РАО является геологическое захоронение, т.е. размещение отходов в геологических формациях на глубинах в несколько сотен метров. Перед захоронением РАО должны быть переведены в отвержденные формы с использованием устойчивых матричных материалов. В России для захоронения отвержденных РАО был выбран Нижнеканский гранитоидный массив (НКМ) в Красноярском крае.

Магний-калий-фосфатный (МКФ) компаунд, получаемый при комнатной температуре и являющийся аналогом природного минерала К-струвит, является перспективным материалом для иммобилизации РАО. Цель настоящего исследования состояла в изучении поведения МКФ компаунда в условиях, имитирующих глубинное захоронение в НКМ.

Исследование гидролитической устойчивости МКФ компаундов, в том числе полученных в результате отверждения имитатора ВАО после переработки ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000, проводили в соответствии с полудинамическим тестом ГОСТ Р 52126-2003 при длительном выщелачивании образцов в минерализованном растворе-имитаторе подземных вод НКМ. Показана высокая устойчивость МКФ компаунда в модельной подземной воде НКМ, в том числе после ее контакта с бентонитом Хакасского месторождения. Изучен механизм выщелачивания компонентов МКФ компаунда, и проведено сравнение с ранее полученными характеристиками выщелачивания образцов в бидистиллированной воде.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект № 16-13-10539).

## ГАЗОФАЗНОЕ НИТРИРОВАНИЕ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО УРАНА, ЦИРКОНИЯ И АЛЮМИНИЯ

С.А. Кулюхин<sup>1)</sup>, В.В. Кулемин<sup>1)</sup>, Ю.М. Неволин<sup>2)</sup>, В.Б. Крапухин<sup>1)</sup>,  
М.П. Горбачева<sup>1)</sup>, Е.П. Красавина<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – *Федеральное государственное бюджетное учреждение науки  
Институт физической химии и электрохимии им. А.Н.Фrumкина  
Российской академии наук, Москва, kulemin@ipc.rssi.ru*

<sup>2)</sup> – *МГУ им. М.В.Ломоносова, химический факультет, Москва,  
somonka1@gmail.com*

В качестве одного из перспективных путей модифицирования головных операций Пурэкс-процесса рассматривается окислительное охрупчивание (волоксидация - объемное окисление) как топлива, так и цирколовых оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов).

Ранее нами была исследована газофазная конверсия в водорастворимые соединения  $U_3O_8$ ,  $MoO_3$ ,  $SrO$ ,  $ZrO_2$  и их механических смесей в атмосфере " $NO_x - H_2O(пар) - воздух$ " и " $HNO_3(пар) - воздух$ " в интервале температур от 25 до 150°C. Установлено, что в процессе газофазной конверсии  $U_3O_8$  и  $SrO$  переходят в водорастворимые соединения (нитраты, гидроксинитраты), в то время как  $MoO_3$  и  $ZrO_2$  не претерпевают каких-либо изменений. Установлена принципиальная возможность отделения U от Mo и Zr путем газофазной конверсии оксидов в атмосфере " $NO_x - H_2O(пар) - воздух$ " и " $HNO_3(пар) - воздух$ ".

В работе исследована газофазная конверсия металлических U, Zr и Al в водорастворимые соединения в атмосфере " $NO_x - H_2O(пар) - воздух$ " и " $HNO_3(пар) - воздух$ ". Показано, что в процессе газофазной конверсии монолитный  $U_{мет}$  и порошкообразный  $Zr_{мет}$  переходят в водорастворимые соединения (нитраты, гидроксинитраты), в то время как монолитный  $Zr_{мет}$  не претерпевает каких-либо изменений. Степень конверсии  $Al_{мет}$  в водорастворимые соединения в исследованных нитрирующих средах при температуре 25-150°C не превышает 10%. Установлена принципиальная возможность отделения U от Al и Zr путем газофазной конверсии монолитных образцов в нитрирующей атмосфере.

**КОНВЕРСИЯ СМЕШАННЫХ ОКСИДОВ УРАНА И  
РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В НИТРИРУЮЩЕЙ  
АТМОСФЕРЕ**

**С.А. Кулюхин<sup>1)</sup>, Ю.М. Неволин<sup>2)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Федеральное государственное бюджетное учреждение науки  
Институт физической химии и электрохимии им. А.Н.Фrumкина  
Российской академии наук, Москва, kulyukhin@ipc.rssi.ru*

*<sup>2)</sup> – МГУ им. М.В.Ломоносова, химический факультет, Москва,  
somonka1@gmail.com*

В работе исследована газофазная конверсия смешанных оксидов (U,Ce)O<sub>x</sub> и (U,Nd)O<sub>x</sub>, имитирующих окисленное ОЯТ, содержащего ТУЭ (Ce - имитатор Pu, Nd - имитатор Am) в атмосфере паров HNO<sub>3</sub>.

Газофазную конверсию (U,Ce)O<sub>x</sub> и (U,Nd)O<sub>x</sub> проводили в атмосфере "HNO<sub>3</sub>(пар)–воздух" в течение 5-10 ч при 70-150°C. Продукты конверсии исследовали методом РФА и РФЭС. Определяли содержание U, Ce и Nd в водных растворах методом ИСП-МС после контакта продуктов конверсии с H<sub>2</sub>O.

Установлено, что (U,Nd)O<sub>x</sub> полностью переходит в соответствующие водорастворимые нитраты при T<sub>конв</sub> > 110°C, при этом степень конверсии U и Nd не зависит от их содержания в исходных оксидах и способа их получения. Аналогичное поведение можно ожидать от Am при газофазной конверсии волоксидированного ОЯТ.

Поведение (U,Ce)O<sub>x</sub> в процессе конверсии является более сложным. При содержании Ce в (U,Ce)O<sub>x</sub> < 20 масс% продукты конверсии представляют собой визуально однородный плав нитратов, при увеличении содержания Ce в (U,Ce)O<sub>x</sub> - в плаве появляется новая фаза CeO<sub>2</sub>. Во всех случаях растворение продуктов конверсии (U,Ce)O<sub>x</sub> в H<sub>2</sub>O приводит к распределению Ce между раствором и осадком CeO<sub>2</sub>. Уран, содержащийся в (U,Ce)O<sub>x</sub>, полностью переходит в водорастворимые соединения при T<sub>конв</sub> > 110°C. Учитывая различие в окислительно-восстановительных и химических свойствах Ce и Pu, можно сделать вывод о том, что полученные данные о поведении Ce в процессах газофазной конверсии (U,Ce)O<sub>x</sub> не могут быть использованы для анализа поведения Pu в изучаемом процессе.

Работа выполнена при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (грант 18-33-01208/18).

## ОБЪЕМНОЕ ОКИСЛЕНИЕ (ВОЛОКСИДАЦИЯ) МОНОНИТРИДА И МОНОКАРБИДА УРАНА

С.А. Кулюхин<sup>1)</sup>, Ю.М. Неволин<sup>2)</sup>, А.А. Бессонов<sup>1)</sup>

*<sup>1)</sup> – Федеральное государственное бюджетное учреждение науки  
Институт физической химии и электрохимии им. А.Н.Фrumкина  
Российской академии наук, Москва, kulyukhin@ipc.rssi.ru*

*<sup>2)</sup> – МГУ им. М.В.Ломоносова, химический факультет, Москва,  
somonka1@gmail.com*

В работе исследовано объемное окисление UN в слаборазреженной воздушной атмосфере ( $p = 0.1$  атм) при 400-450°C в течение 10 мин. В выбранных условиях процесс окисления UN протекает без воспламенения. Основными продуктами процесса является  $U_3O_8$ , (>60 масс%) и  $UO_2$  (< 30 масс%). В ряде экспериментов (компактные образцы) оставался не прореагировавший UN (до 10 масс %). Увеличение времени выдержки с 10 до 30 мин приводило к полному окислению UN до  $U_3O_8$  (фаза  $UO_2$  не наблюдалась). При волоксидации UN в паровоздушной атмосфере (содержание паров  $H_2O$  от 13 до 40 об %) при 400-450°C в течение 30 мин установлено, что введение паров  $H_2O$  увеличивает содержание  $UO_2$  в продуктах реакции, не снижая степень конверсии UN. Увеличение содержания паров  $H_2O$  от 13 до 40 об % приводит к росту содержания  $UO_2$  в продукте от 70 до 100 масс % соответственно. Окисление UN в паровоздушном потоке (455°C, 60 мин, барботаж воздуха через  $H_2O$ ) приводит к образованию только  $U_3O_8$ .

Окисление UC в аналогичных условиях приводит к полной конверсии UC в оксидные формы, при этом основным продуктом является  $U_3O_8$  (содержание  $UO_2 < 20$  масс%). Окисление UC в паровоздушной атмосфере (130°C, 5 ч) приводит к образованию  $UO_2$  без примесей других оксидов U.

Исследование окисления UN в атмосфере " $NO_2$  - воздух" показало, что при  $T < 200^\circ C$  UN не подвергается какой-либо конверсии, при 295°C и 400°C образовывается коричневый продукт, содержащий  $UO_x$  и нитраты  $UO_2^{2+}$ . В случае UC проведение конверсии в атмосфере  $NO_2$  при 150°C не приводит к изменению образцов UC, при 200°C на поверхности UC наблюдается образование желтого продукта, а при 295 и 400°C -коричневого продукта, содержащего  $UO_x$  и органические соединения.

Работа выполнена при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (грант 18-33-01208/18).

## **ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ОТ ЭТАПА СБОРА ДО ЭТАПА РАЗМЕЩЕНИЯ НА ЗАХОРОНЕНИЕ**

**Т.Н. Лашенова, И.П. Коренков, Н.К. Шандала, В.П. Долгих**

*ГНЦ ФГБУ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва;  
tlaschenova@yandex.ru, korenkovip@yandex.ru, nshandala@gmail.com*

Вывод из эксплуатации ЯРОО неизбежно будет сопровождаться образованием большого объема РАО, обращение с которыми необходимо контролировать на всех стадиях, создавая экономически обоснованную систему изоляции накопленных и вновь образующихся РАО.

Закон ФЗ-190 позволяет урегулировать отношения в области обращения с РАО, отвержденные РАО подлежат захоронению или хранению в пунктах хранения РАО (ПХ РАО). Технология иммобилизации РАО определяется агрегатным состоянием, удельной активностью и количеством отходов путем создания унифицированных технологических схем по обращению с РАО, которые ориентированы на изоляцию упаковки РАО. Разработан подход, позволяющий прогнозировать изменение характеристик РАО для каждой учетной единицы от начала хранения до этапа освобождения от контроля.

Для этого разработали унифицированные технологические схемы обращения с РАО, основные критерии приемлемости для каждого этапа обращения - от этапа сбора первичной упаковки РАО в месте образования до этапа размещения окончательной упаковки на захоронение, которые ориентированы на способ окончательной изоляции. Критерии приемлемости зависят от срока сохранения потенциальной радиационной опасности упаковки РАО, удельной активности радионуклидов с учетом накопления дочерних радионуклидов; от морфологического состава и физико-химических свойств РАО. Определили для унифицированных технологических схем входные характеристики отходов, чтобы после иммобилизации они соответствовали критериям приемлемости для намеченного способа утилизации. Разработали дополнительные требования к сортировке отходов на стадии сбора в месте образования, которые должны препятствовать смешению отходов с разными сроками хранения, и формировать упаковки на этой стадии уже в зависимости от намерения размещения на окончательную утилизацию.

Выбор варианта изоляции на этапе сбора отходов в месте образования в соответствии с критериями приемлемости и классом РАО является решением важной экономической и социальной задачей.



## РАДИОЭКВИВАЛЕНТНОЕ ОБРАЩЕНИЕ С РАО

**А.В. Лопаткин**

*Частное учреждение ГК «Росатом» «ИТЦП «ПРОРЫВ», Москва,  
lav@proryv2020.ru*

Долговременное (тысяча лет и более) радиационное воздействие на окружающую среду ядерной энергетики определяется облученным ядерным топливом (ОЯТ). Надежно прогнозировать его поведение в захоронениях на десятки и сотни тысяч лет невозможно. Основной вклад в долговременную радиационную опасность ОЯТ вносят актиноиды (Pu, Am, Np) и некоторые продукты деления (ПД) ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{99}\text{Tc}$  и др.). Для уменьшения массы (активности) подлежащих захоронению долгоживущих нуклидов предполагается их трансмутировать. За основу выработки политики обращения с долгоживущими нуклидами в топливном цикле ядерной энергетики (ЯТЦ) принят принцип радиационной эквивалентности между потребляемым ей природным радиоактивным материалом (урановой или ториевой рудой) и направляемыми ею на захоронение РАО. Это численный критерий, который можно рассчитывать и оптимизировать. Трансмутацию следует проводить по крайней мере до тех пор, пока биологически эквивалентная активность направляемых на захоронение долгоживущих РАО не снизится до уровня потребленного природного U за исторически непродолжительное время (200 – 500 лет).

На основе ранее проведенных исследований показано, что радиационная эквивалентность может быть достигнута при наличии следующих основных элементов: (1) переработка всего объема ОЯТ тепловых реакторов (ТР) с заданным фракционированием для передачи Pu, минорных актинидов (Am, Cm, Np) и долгоживущих ПД в топливный цикл быстрых реакторов (БР), (2) работающие в замкнутом ЯТЦБР, которые при выработке электроэнергии сжигают основную массу актинидов и трансмутируют долгоживущие ПД, (3) достаточно глубокая очистка отходов от Pu, Am и некоторых других долгоживущих нуклидов; (4) промежуточное хранение РАО перед окончательным захоронением.

Трансмутация МА нарабатываемых в БР, может быть безопасно и эффективно осуществлена в них самих (в их ЗЯТЦ). В этом случае все изотопы МА имеют положительный нейтронный баланс (избыток нейтронов на поглощение).  $^{99}\text{Tc}$  и  $^{129}\text{I}$  в активной зоне БР трансмутируются с низкой эффективностью – примерно 1-3% в год. Для их трансмутации требуется тепловой спектр нейтронов. Его можно сформировать и в бланкетах БР на некотором отдалении от активной зоны.

## МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ИНДУКЦИОННЫХ ПЕЧЕЙ С ХОЛОДНЫМ ТИГЛЕМ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ УСТАНОВОК АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Д.Б. Лопух, И.Н. Скриган, А.В. Вавилов, А.П. Мартынов

*Санкт-Петербургский Государственный Электротехнический Университет «ЛЭТИ», [dblopukh@yandex.ru](mailto:dblopukh@yandex.ru)*

Повышение требований к обеспечению безопасности установок ядерной энергетики за последние десятилетия привело к развитию метода индукционной плавки в холодном тигле (ИПХТ) в этой отрасли. Сложность физических процессов, протекающих при плавлении химически агрессивных оксидных, оксидно-металлических и металлических расплавов, увеличение мощности установок, повышенные требования к надежности ИПХТ и значительные энергозатраты на плавку приводят к необходимости проведения математического анализа физических процессов при разработке новых установок ИПХТ. Основные области применения установок относятся к остекловыванию высокоактивных отходов, получению и удержанию расплавов кориума и его имитаторов, а, так же к плавке агрессивных тугоплавких металлов.

В лаборатории ИПХТ СПбГЭТУ «ЛЭТИ» [<http://ccimlab-leti.ru>] разработаны, верифицированы и используются следующие численные модели ИПХТ:

- Одно- и двухчастотная 2D электрогидродинамическая модель ИПХТ стекла с донным сливом расплава.
- 2D электромагнитная модель в сочетании с 3D магнитогидродинамической моделью для ИПХТ оксидного и оксидно-металлического кориума.
- 3D модель ИПХТ оксидов и стекол для исследования стационарного режима с учётом нелинейности физ. свойств расплава.

Разработанные модели позволяют получить, или обеспечить:

- Распределение полей температуры, скорости и сил Лоренца внутри ванны расплава и интегральные электрические параметры печи ИПХТ.
- Оптимизацию условий контролируемого донного слива расплава.
- Распределение температуры по поверхностям ванны расплава.
- Обоснование параметров и типа источника питания.
- Сведения об эффективности конструкции печи и её оптимизации.

За последние 10 лет разработанные математические модели использованы в совместных проектах с АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Айдахской Национальной лабораторией (INEEL, США), Королевским технологическим институтом (г. Стокгольм, Швеция) и др.

## МЕТОДОЛОГИЯ ИЗУЧЕНИЯ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ МАТРИЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ В УСЛОВИЯХ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

**К.В. Мартынов, Е.В. Захарова, В.М. Ермолаев**

*ИФХЭ РАН, Москва, mark0s@mail.ru*

Принципиальная разница в процессах, происходящих при изучении сравнительного выщелачивания матриц для радиоактивных отходов (РАО) по стандартным методикам, и процессов при взаимодействии матриц с подземными водами в условиях пунктов захоронения РАО (ПЗРО), заключается в том, что в первом случае для ненасыщенных компонентами матриц выщелачивающих растворов (для поддержания чего применяются специальные экспериментальные приемы, моделирующие проточный режим) единственным адекватным параметром может служить именно скорость выщелачивания, как характеристика необратимого процесса в открытой системе. Задачей эксперимента в этом случае является достижение системой стационарного состояния при постоянной максимально возможной для данной матрицы скорости выщелачивания.

В условиях ПЗРО при растворении матрицы в застойном режиме без смены раствора (в условиях закрытой системы) происходит постепенное насыщение раствора выщелачиваемыми компонентами. Скорость этого процесса уменьшается в пределе до нуля, а концентрации компонентов в выщелате повышаются до предельного насыщения, определяемого произведениями растворимости и коэффициентами сорбционного распределения компонентов. Таким образом, закрытая система стремится к равновесному состоянию. В этом случае параметрами, определяющими результат процесса выщелачивания, будут концентрации (удельные активности) компонентов. Скорость достижения выщелачивающим раствором состояния насыщения играет вспомогательную роль и должна рассматриваться только в методическом аспекте для доказательства достижения равновесия в экспериментах.

Для иллюстрации представленного подхода сравниваются результаты расчетов параметров выщелачивания модельного фосфатного стекла с имитаторами радионуклидов, выполненных с использованием соответствующих кинетических моделей по данным экспериментов, проведенных при разных режимах водообмена. Концентрации (удельные активности) насыщения выщелачивающих растворов компонентами матрицы и радионуклидами могут быть использованы для постановки экспериментов и проведения расчетов диффузии радионуклидов через материалы инженерных барьеров безопасности ПЗРО.

## ГРАФИТКОМПАУНД – НОВЫЙ МАТЕРИАЛ ДЛЯ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА

**К.В. Мартынов<sup>1)</sup>, Е.В. Захарова<sup>1)</sup>, А.Н. Некрасов<sup>2)</sup>, А.Р. Котельников<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва,*

*<sup>2)</sup> – ИЭМ РАН, Черногловка, mark0s@mail.ru*

После вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов накоплено и продолжает накапливаться большое количество радиоактивных отходов (РАО) в виде облученного графита. Часть этих отходов в результате различных инцидентов имеют повышенный уровень активности за счет попавших в них топливных и осколочных радионуклидов. Безопасное захоронение таких РАО возможно только в глубинных пунктах захоронения (ПГЗРО) в кондиционированной форме. Графитсодержащий компаунд (графиткомпаунд) со связующим из алюмосиликатного стекла (матрицей) предлагается как форма для кондиционирования облученного графита. В качестве исходного сырья для формирования матрицы графиткомпаунда может быть использован природный вспученный перлит.

Графиткомпаунд из смеси измельченного реакторного графита с имитаторами элементов РАО (Fe, Co, Ni, Br, Sr, Cs, La, Ce, Nd, Th и U) и перлита в массовом соотношении 4:1 был синтезирован методом горячего изостатического прессования при температуре 1250°C и давлении 2 кбар в атмосфере аргона, предотвращающего окисление графита. Герметичный металлический контейнер, в котором осуществляется синтез, препятствует уносу летучих радионуклидов (кроме трития) при повышенной температуре. Полученный материал не увеличивает объем графитовых РАО за счет значительного снижения открытой пористости реакторного графита – до менее чем 3 % при исходной величине 30 %.

Скорость выщелачивания графиткомпаунда модельным раствором при температуре 25°C в режиме ПГЗРО (при отсутствии водообмена) за 100 суток уменьшилась до  $10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут). По результатам обработки экспериментальных данных при достижении равновесия в закрытой системе при этой температуре максимальные концентрации в растворе будут иметь Sr и Br (0.n мг/л). На порядок ниже (0.0n мг/л) будут концентрации Fe, Co, Ni, Cs и U. Редкоземельные элементы и Th будут присутствовать в концентрациях ниже 1 мкг/л. Графиткомпаунд обеспечивает надежное удержание радионуклидов при выщелачивании водными растворами за счет минимизации удельной реакционной поверхности и физической изоляции фрагментов загрязненного графита алюмосиликатной матрицей, находящейся в химическом соответствии со вмещающими горными породами ПГЗРО.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ МЕТОДОМ РФЭС СТЕПЕНИ ОКИСЛЕНИЯ  
ИОНОВ В УРАНСОДЕРЖАЩИХ НАТРИЙ-АЛЮМО-ЖЕЛЕЗО-  
ФОСФАТНЫХ СТЕКЛАХ**

**К.И. Маслаков<sup>1)</sup>, Ю.А. Тетерин<sup>1,2)</sup>, С.В. Стефановский<sup>3)</sup>,  
С.Н. Калмыков<sup>1,2,3)</sup>, А.Ю. Тетерин<sup>2)</sup>, К.Е. Иванов<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова,  
Москва, Россия, [stepan@radio.chem.msu.ru](mailto:stepan@radio.chem.msu.ru)*

*<sup>2)</sup> – НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, Россия,  
[Teterin\\_YA@nrcki.ru](mailto:Teterin_YA@nrcki.ru)*

*<sup>3)</sup> – Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
РАН, Москва, Россия*

Данные об устойчивости ионов урана, стехиометрическом и ионном составе урана в кластерах в стеклах имеют важное значение и лежат в основе утилизации и хранения отходов отработавшего ядерного топлива. Растворимость оксида урана в воде сильно зависит от степени окисления иона урана. Ионы  $U^{6+}$  оксидов во много раз более растворимы, чем ионы  $U^{4+}$ . Поэтому степень окисления ионов урана в стеклах должна коррелировать с их растворимостью и скоростью коррозии, которая определяет скорость высвобождения большинства радионуклидов.

В настоящей работе методом рентгеновской фотоэлектронной спектроскопии (РФЭС) изучены образцы урансодержащих натрий-алюмо-железо-фосфатных стекол. Определены энергии связи электронов основных элементов, включая  $U4f$ -электроны, и параметры структуры их рентгеновских фотоэлектронных спектров. Выполнен анализ элементного и ионного состава поверхности образцов и проведено сравнение с соответствующими расчетными данными для их объема.

Работа поддержана грантом РФФИ 17-03-00277а

## НОВЫЙ СПОСОБ ПОЛУЧЕНИЯ МОНОПОРИСТОГО НЕОРГАНИЧЕСКОГО СОРБЕНТА И ЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРИ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ

М.В. Маслова, Л.Г. Герасимова, А.И. Князева

*Институт химии и технологии редких элементов и минерального сырья им. И.В. Тананаева ФИЦ КНЦ РАН, Апатиты Мурманская обл.,  
e-mail: maslova@chemy.kolasc.net.ru*

Темплатный синтез наиболее широко используемый метод для улучшения характеристик сорбционных материалов. После удаления темплата материал приобретает упорядоченную структуру и размер пор. В данной рассмотрена возможность получения монопористого кислого фосфата титана состава  $TiO(OH)H_2PO_4 \cdot H_2O$  в присутствии структурирующего неорганического катиона, который вводится в матрицу сорбента в процессе синтеза, а затем удаляется из прекурсора кислотной или солевой обработкой. Использование данного приема позволило значительно сократить многостадийность синтеза по сравнению с известными методами синтеза фосфата титана аналогичного состава, при этом сорбционные свойства нового материала значительно превосходят свойства аналогов, что обусловлено его поверхностными свойствами и мономодальной пористостью (рис). Данный сорбент позволяет эффективно удалять радионуклиды цезия и стронция из высокосолевых растворов ( $K_d$   $10^3$ - $10^4$   $cm^3/g$ ).

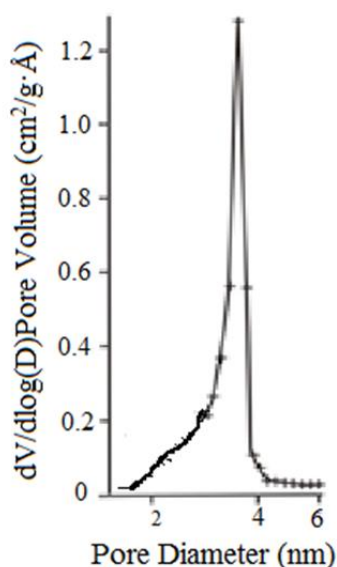


Рис. ВН-кривая распределения пор для образца фосфата титана

## ДИФОСФОНОВЫЕ КИСЛОТЫ N-ГЕТЕРОЦИКЛОВ ДЛЯ СЕЛЕКТИВНОГО СВЯЗЫВАНИЯ АКТИНИДОВ(III)

**Ц.И. Матвеев<sup>1)</sup>, Н.Е. Борисова<sup>1)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>, А.В. Иванов<sup>1)</sup>,  
Г.Г. Закирова<sup>1)</sup>, П.К. Мохapatра<sup>2)</sup>, С.А. Ансари<sup>2)</sup>, А. Бхаттачирья<sup>2)</sup>,  
С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

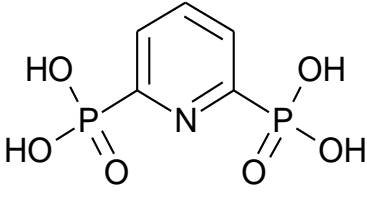
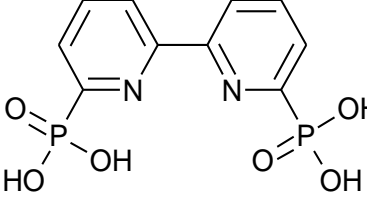
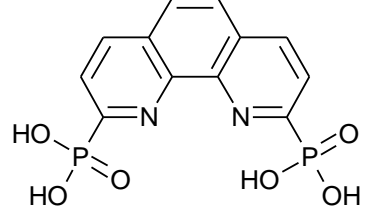
<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, Москва, [petr.i.matveev@gmail.com](mailto:petr.i.matveev@gmail.com)

<sup>2)</sup> – Исследовательский атомный центр Бхабха, Мумбай

Одним из способов разделения трёхвалентных актинидов и лантанидов в экстракционном процессе является введение в водную фазу комплексонов, селективно связывающих катионы трёхвалентных актинидов. Недостатком существующих комплексонов (например, ДТПА) является низкое связывание при  $\text{pH} < 2$ . По этой причине поиск новых водорастворимых комплексонов является актуальной задачей.

Нами были исследованы новые водорастворимые комплексоны (Таблица 1) – дифосфоновые кислоты N-гетероциклов. Было установлено их влияние на экстракцию индикаторных количеств Am(III) и Eu(III) Д-2-ЭГФК и ТОФО в диапазоне  $\text{pH} = 1$  до 5, а также влияние концентрации комплексона. Также были установлены константы протонирования комплексонов, исследована структура комплексов с европием(III) в твёрдом состоянии и люминесценция комплексов с кюрием(III).

Таблица 1. Структурные формулы исследованных комплексонов.

		
Пиридин-2,6-дифосфоновая кислота	2,2'-бипиридил-6,6'-дифосфоновая кислота	1,10-фенатролин-2,9-дифосфоновая кислота

Работы выполнены при поддержке РФФИ, проект № 16-53-48013 инд\_оми.

## ПЕРСПЕКТИВНЫЕ МАТРИЦЫ НА ОСНОВЕ ОРТОФОСФАТОВ РЗЭ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ АКТИНИД-РЕДКОЗЕМЕЛЬНОЙ ФРАКЦИИ ВАО

Л.П. Мезенцева<sup>1)</sup>, А.В. Осипов<sup>1)</sup>, В.А. Доильницын<sup>2)</sup>, А.А. Акатов<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – ИХС РАН, Санкт-Петербург, [la\\_mez@mail.ru](mailto:la_mez@mail.ru)

<sup>2)</sup> – СПбГТИ(ТУ), Санкт-Петербург, [doilnitsyn@mail.ru](mailto:doilnitsyn@mail.ru)

В результате исследования ряда керамических матриц на основе смешанных ортофосфатов редкоземельных элементов в системе  $\text{Ln}'_{1-x}\text{Ln}''_x\text{PO}_4 \cdot n\text{H}_2\text{O}$  ( $x = 0.0 \dots 1.0$ ) установлена их высокая изоморфная емкость по отношению ко второму компоненту, а также высокая микротвердость и химическая устойчивость.

Наноразмерные порошки ортофосфатов в системах  $\text{LaPO}_4\text{--YPO}_4\text{--H}_2\text{O}$ ,  $\text{LaPO}_4\text{--HoPO}_4\text{--H}_2\text{O}$ ,  $\text{LaPO}_4\text{--DyPO}_4\text{--H}_2\text{O}$  синтезировали по золь-гель методике с приемом обратного осаждения. Порошки прессовали при давлении 10 МПа, а затем путем спекания при температуре 1000-1200 °С получали керамические матрицы. Продукты синтеза изучали методом РФА (порошковый дифрактометр ДРОН-3) и ДСК/ТГ (STA 449С, Netzsch). Микротвердость керамических матриц (по Виккерсу) измеряли микротвердомером ПМТ 3.

Микротвердость полученных образцов не опускалась ниже 7,0 ГПа (отжиг 1000 °С, 24 ч) или 14 ГПа (отжиг 1200 °С, 24 ч), тогда как максимальные значения были примерно в 1,6 раза выше.

Выщелачивание проводили по модифицированной методике ГОСТ Р 52126-2003 в дистиллированной воде ( $\text{La}_{1-x}\text{Y}_x\text{PO}_4$ ), высокосолевым растворе ( $\text{La}_{1-x}\text{Dy}_x\text{PO}_4$ ), растворе азотной кислоты ( $\text{La}_{1-x}\text{Y}_x\text{PO}_4$ ,  $\text{La}_{1-x}\text{Ho}_x\text{PO}_4$ ). Концентрацию основных компонентов в выщелачивающих растворах определяли методом ИСП-МС. В дистиллированной воде минимальные значения скорости выщелачивания  $10^{-10}\text{--}10^{-9}$  г/(см<sup>2</sup>·сут) были получены для  $\text{La}_{0.2}\text{Y}_{0.8}\text{PO}_4$ , а высокосолевым растворе – в диапазоне  $10^{-13}\text{--}10^{-11}$  г/(см<sup>2</sup>·сут) для всех исследованных матриц. Наконец, в агрессивных условиях (азотная кислота, pH 1-2) стойкость матриц, оцененная по выщелачиванию основных компонентов, оказалась невысокой. Тем не менее, при проверке на образцах с введенным радионуклидом Eu-152 для системы  $\text{La}_{0.9}(\text{Y},\text{Eu})_{0.1}\text{PO}_4$  стационарная скорость выщелачивания радионуклида в дистиллированной воде не превышала  $4 \cdot 10^{-10}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), в азотной кислоте (pH 1,25) –  $10^{-9}$  г/(см<sup>2</sup>·сут).

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 15-03-04020-а.



## ПРИМЕНЕНИЕ ТВЕРДОФАЗНЫХ КАТАЛИЗАТОРОВ В ПРОЦЕССАХ ПЕРЕРАБОТКИ АММОНИЙСОДЕРЖАЩИХ ЖРО

И.А. Меркулов, Г.А. Апальков, А.С. Дьяченко, В.А. Григорьева

ФЯО ФГУП «ГХК», г. Железногорск, [atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)

Для обеспечения производственной безопасности при утилизации азотнокислых аммонийсодержащих ЖРО необходимым условием является разложение нитрата аммония до простых стабильных продуктов.

Сущность разработанного способа заключается в количественном получении окислительного компонента (азотистой кислоты) для разложения аммония в локализованном объеме порового пространства зернистого слоя катализатора в результате каталитически активируемого разложения индуктора (щавелевой кислоты) на твердофазном катализаторе в динамическом режиме в аппарате колонного типа непрерывного действия [Патент на изобретение № 2607646 от 10.01.2017]:

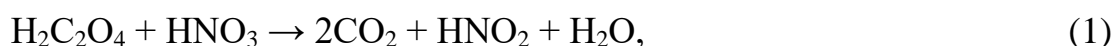


Таблица 1 – Результаты экспериментов (катализатор - Pt / Zr / Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, температура 95°C, скорость потока 3÷4 к.о./ч)

Стадия разложения	[HNO <sub>3</sub> ] <sub>исх</sub> , моль/л	[H <sub>2</sub> C <sub>2</sub> O <sub>4</sub> ] <sub>исх</sub> , моль/л		[HNO <sub>3</sub> ], моль/л	[NH <sub>4</sub> NO <sub>3</sub> ]*, моль/л	Разложение NH <sub>4</sub> NO <sub>3</sub> , %
I цикл	5,5	2		4,8 ÷ 5,0	0,74 ÷ 0,78	61 ÷ 63
II цикл	4,8 ÷ 5,0	1,5	3,9 ÷ 4,0	0,05 ÷ 0,10		90 ÷ 94
III цикл	3,9 ÷ 4,0	1,0	2,8 ÷ 2,9	< 1×10 <sup>-4</sup>		> 99,99
* [NH <sub>4</sub> NO <sub>3</sub> ] <sub>нач.</sub> = 2 моль/л					Σ	> 99,99

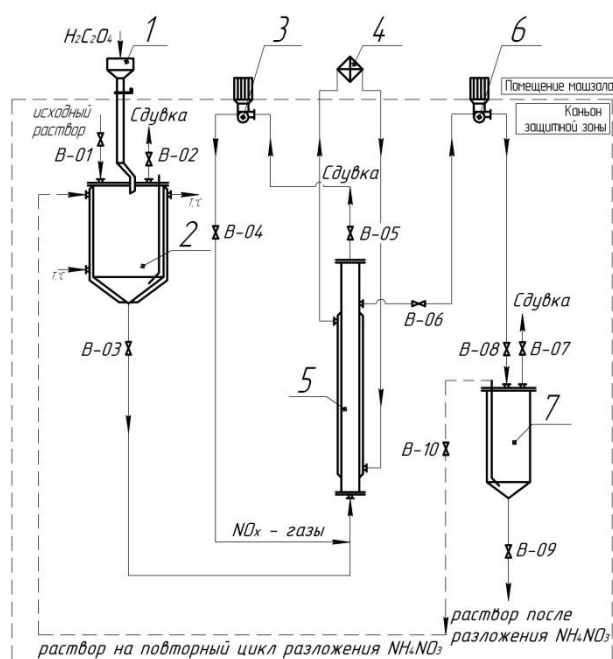


Рисунок 1 – Установка переработки аммонийсодержащих ЖРО: устройство дозирования щавелевой кислоты (1), обогреваемая накопительная емкость с исходным раствором (2), мембранные насосы (3,6), термостат (4), каталитическая колонна (5), приемная накопительная емкость раствора после разложения нитрата аммония (7), регулировочные вентили (B01÷B10).

**ТЕРМОХИМИЧЕСКАЯ ДЕЗАКТИВАЦИЯ ОБЛУЧЕННОГО  
РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА ИМПРЕГНИРОВАННОГО  
КАТАЛИТИЧЕСКОЙ ДОБАВКОЙ**

**И.А. Меркулов, А.Ю. Жабин, В.А. Григорьева, А.С. Дьяченко,  
А.С. Григорьев**

***ФГУП «ГХК», г. Железногорск, [atomlink@mcc.krasnoyarsk.su](mailto:atomlink@mcc.krasnoyarsk.su)***

Наличие долгоживущих радионуклидов существенно осложняет обращение с отработанным реакторным графитом. Поскольку основной вклад в активность радиоактивных отходов вносит  $C^{14}$ , проводили лабораторную апробацию способа его селективного удаления из кернов ПУГР. Способ заключался в термическом окислении облученного реакторного графита в присутствии предварительно внесенных каталитически активных добавок при умеренном температурном режиме. Снижение энергии активации окислительного процесса достигалось включением в поровое пространство графита тонкодисперсных агломератов каталитически активных соединений. В качестве катализатора использовали оксидные композиции меди и ванадия, введение которых в структуру графита проводили импрегнацией и термическим разложением их комплексных соединений с моноэтаноламином. Перед обработкой облученный графит подвергали измельчению до размера зерна 10-300 мкм. Пропитку порошкообразного графита проводили аммиачным раствором, содержащим 24,4 г/л моноэтаноламина, 3,2 г/л аминокислоты, 1,9 г/л меди и 0,5 г/л ванадия. При этом отношение твердой фазы к жидкой составляло 1,5:1. Процесс импрегнации вели в течение двух часов в условиях разрежения  $1,2 \cdot 10^{-2}$  мм. рт. ст. и нагревания до 95 °С при постоянной механоактивации. Для удаления аммиака и воды углеродный материал продували потоком воздуха в течение 1 часа при температуре 100 °С. Для разложения комплексных соединений моноэтаноламина и глицина реакционный объем выдерживали в потоке воздуха в течении 1 часа при температуре 220 °С. Термическое окисление углерода-14 включало в себя две стадии: высокотемпературную обработку (700-950 °С) в течении 3 часов при пониженном содержании кислорода в воздушной смеси, которое достигалось вакуумированием до  $3 \cdot 10^{-2}$  мм. рт. ст., и низкотемпературную (400-490 °С) в течении 4 часов в потоке кислорода воздуха. Внесение в реакторный графит 0,1 % масс. меди и 0,03 % масс. ванадия обеспечивает удаление углерода-14 с отходящим газовым потоком более 90 % в условиях термического окисления кислородом воздуха при температуре менее 500 °С. Потери графита за счет газификации составили менее 11 %. Подтверждена перспективность разработки с возможностью использования при укупленных испытаниях на пилотном стенде.

**НАНОСТРУКТУРИРОВАННЫЕ АЛЮМОСИЛИКАТНЫЕ  
СОРБЕНТЫ РАДИОНУКЛИДОВ НА ОСНОВЕ  
ГЛИНИСТО-СОЛЕВЫХ ШЛАМОВ ОАО «БЕЛАРУСЬКАЛИЙ»**

**Л.Н. Москальчук<sup>1)</sup>, Т.Г. Леонтьева<sup>2)</sup>, А.А. Баклай<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Белорусский государственный технологический университет,  
Минск, Республика Беларусь, leonmosk@tut.by*

*<sup>2)</sup> – ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных  
исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, Минск,  
Республика Беларусь, t.leontieva@tut.by*

В связи с интенсивным развитием атомной энергетики проблема обеспечения безопасного обращения с радиоактивными отходами АЭС является весьма актуальной в мире, а также радиоактивным загрязнением окружающей среды в результате ряда крупных техногенных аварий на АЭС. Для очистки жидких радиоактивных отходов АЭС предлагается использовать наноструктурированные алюмосиликатные сорбенты радионуклидов, полученные на основе глинисто-солевых шламов (ГСШ) – промышленных отходов калийного производства ОАО «Беларуськалий».

Многолетними исследованиями физико-химических свойств, минералогического состава и структуры алюмосиликатных сорбентов, полученных на основе ГСШ, установлено, что они относятся к глинистым материалам, в составе которых преобладает такой минерал, как иллит. Степень сорбции <sup>137</sup>Cs алюмосиликатными сорбентами составляет порядка 95–99 % и происходит на двух типах сорбционных центров, отличающихся по емкости и селективности сорбции <sup>137</sup>Cs.

Для оценки эффективности сорбции радионуклидов Cs(I), Sr(II), Eu(III), Am(III) алюмосиликатными сорбентами проведены исследования в Институте ядерной химии и технологий (г. Варшава, Польша), которые показали, что степень сорбции данных радионуклидов составляет 99, 99, 91 и 97% соответственно. Результаты исследования сорбции Th(IV) и U(VI) алюмосиликатными сорбентами, полученные на кафедре радиохимии МГУ им. М.В. Ломоносова, показали, что сорбция Th(IV) в интервале pH = 2–9 изменялась от 83 до 99 %. Для U(VI) максимальная сорбция 60–72 % наблюдалась в интервале pH = 5,5–7,5.

Полученные результаты свидетельствуют о том, что алюмосиликатные сорбенты на основе ГСШ ОАО «Беларуськалий» весьма эффективны как для сорбции <sup>137</sup>Cs, так и Sr(II), Eu(III), Am(III), Th(IV) и U(VI) и поэтому могут быть использованы для очистки от радионуклидов жидких радиоактивных отходов АЭС, водных сред и природных экосистем.

**РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ЭКСТРАКЦИОННОЙ  
ПЕРЕРАБОТКИ КРЕМНИЙСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ  
УРАНОВОГО ПРОИЗВОДСТВА**

**К.М. Муртазин, А.В. Конников**

***ФГУП «ПО «Маяк», г. Озёрск Челябинской области, cpl@po-mayak.ru***

Переработка урансодержащих материалов с высоким содержанием примесей, в частности, кремния, сопровождается серьёзными трудностями, связанными с усложнением проведения процесса экстракции. При выщелачивании урана из кремнийсодержащих отходов раствором азотной кислоты в водную фазу переходит значительная часть кремния в виде кремниевой кислоты. Взаимодействие молекул три-*n*-бутилфосфата и промежуточных по массе активных олигомеров, возникающих в процессе полимеризации кремниевой кислоты в кислом водном растворе, приводит к образованию соединений, обладающих свойствами поверхностно-активных веществ, которые располагаясь на границе раздела фаз, препятствуют коалесценции капель, что способствует сильному эмульгированию двухфазной системы и образованию стойких, нераспадающихся эмульсий и межфазных плёнок.

В ходе работы была изучена возможность выщелачивания целевого компонента из кремнийсодержащих отходов уранового производства. Показано, что при экстракционной переработке подготовленного исходного раствора на лабораторной стендовой установке в зоне экстракции возникают устойчивые межфазные образования, нарушающие гидродинамику процесса и приводящие к значительному превышению концентрации урана в рафинате.

Рассмотрен вариант переработки с предварительным извлечением кремния из исследуемого материала раствором щёлочи.

Изучена возможность низкокислотного выщелачивания урана из исследуемого материала. Установлено, что снижение концентрации азотной кислоты не приводит к уменьшению степени извлечения урана, а также изменению скорости фильтрования образующейся суспензии. При этом концентрация кремния, переходящего в раствор, существенно уменьшается. В ходе проведённых динамических испытаний экстракционной технологии продемонстрирована принципиальная возможность извлечения урана из получаемых фильтратов с дополнительным введением в систему высаливателя без возникновения устойчивых межфазных образований в зоне экстракции.

**СТАБИЛИЗИРУЮЩИЕ МОДИФИКАТОРЫ ДЛЯ  
ИММОБИЛИЗАЦИИ ПЕРТЕХНЕТАТ-ИОНОВ В  
МАГНИЙКАЛИЙФОСФАТНЫХ КОМПАУНДАХ**

**П.Е. Найгерт<sup>2)</sup>, А.В. Сафонов<sup>1)</sup>, К.Э. Герман<sup>1)</sup>, Е.А. Тюпина<sup>2)</sup>,  
С.Е. Винокуров<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва*

*<sup>2)</sup> – РХТУ, Москва*

*<sup>3)</sup> – ГЕОХИ РАН, Москва*

Перспективы развития атомной отрасли зависят от эффективности решения проблемы обращения с РАО, образующимися в ядерном топливном цикле и накопленными при выполнении прошлых оборонных программ. В настоящее время в России реализуется концепция перевода РАО в стабильную отвержденную форму, пригодную для долговременного контролируемого хранения и/или захоронения. В настоящее время одной из перспективных видов минеральных матриц считается магний-фосфатно-керамический материал Ceramicrete. МКФ матрица имеет ощутимые преимущества в сравнении с портландцементом, прежде всего большее соотношение раствор/связующие (обычно до 0.8 л/кг) при высоком наполнении по солям РАО (до 30 мас.%) и возможность отверждения жидких отходов в широком диапазоне их pH.

Целью данной работы является оценка включения в МКФ матрицу пертехнетат-ионов и подбор стабилизирующих модификаторов для его долговременного удерживания в ней.

В качестве стабилизирующих модификаторов в данной работе были выбраны: ТФФ-хлорид (тетрафенилфосфоний-хлорид), тиомочевина, ПГМГ-гидрохлорид, ПЭИ (полиэтиленимин), шунгит, халькопирит и аурепигмент- минерал класса сульфидов с формулой  $As_2S_3$ .

На основании данных по прочности, наиболее совместимыми с МКФ-матрицей оказались образцы, содержащие 0,5% шунгита, аурепигмента, ПГМГ и тиомочевину.

**УДАЛЕНИЕ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ РАСПЛАВОВ СОСТАВА  
3LiCl-2KCl ДОБАВЛЕНИЕМ  $K_3[Fe(CN)_6]$**

**Ц.И. Нечаев, С.С. Погляд, А.Г. Осипенко, Н.С. Анкудинова,  
Д.М. Яндаев**

*Акционерное общество «Государственный научный центр - Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград,  
Россия, pinechaev@niiar.ru*

В процессе пирохимической переработки отработанного ядерного топлива в хлоридных расплавах происходит накопление таких продуктов деления (ПД), как цезий-137, 134 и ЩЗМ. Эти радионуклиды обладают высокими значениями удельного энерговыделения, что ограничивает их предельное содержание в расплаве несколькими процентами. Прямая иммобилизация отработанной хлоридной соли в стекло приводит к значительному увеличению количества твердых отходов. Частичное удаление цезия-137, 134 и ЩЗМ методами сорбции и направленной кристаллизации уменьшает количество отходов лишь в 2-3 раза из-за захвата хлоридной соли (~30%) и небольших коэффициентов очистки (2-10). Кардинально решить проблемы возможно лишь с использованием реакций образования нерастворимых соединений этих ПД в хлоридном расплаве.

Одним из подходов к удалению цезия является его осаждение из отработанных растворов ПЮРЕКС-процесса с применением солей переходных металлов и цианистой кислоты. Сорбенты на основе гексацианоферратов щелочных металлов показали свою эффективность по связыванию цезия в водных растворах. Поэтому целью работы стало исследование поведения гексацианоферрата (III) калия в качестве осадителя для удаления продуктов деления из имитаторов загрязненного электролита состава 3LiCl-2KCl с включением хлоридов продуктов деления.

В результате установлено, что образуются осадки различного фракционного состава. Изучались способы добавления осадителя – гранулы (1 мм) и порошок. При добавлении гранул образуется устойчивая пена, которая препятствует седиментации осадка, при добавлении порошка пена не формируется. Осаждаемая твердая фаза представляет собой ферроцианиды различного состава. Показана селективность по отношению к цезию. Образующиеся осадки в воздушной атмосфере устойчивы при нагревании до 600°C.

**БОРОСИЛИКАТНАЯ СТЕКЛОМАТРИЦА ДЛЯ ОТВЕРЖДЕНИЯ  
ЖРО, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ  
РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА**

**М.В. Никандрова, А.В. Трофименко, А.А. Казадаев**

*АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург,  
nikandrova@khlopin.ru*

Для перевода в твердое состояние жидких радиоактивных отходов (ЖРО), образующихся при переработке регенерированного урана на АО «СХК», наиболее целесообразным признан вариант прямого остекловывания методом индукционной плавки в холодном тигле (ИПХТ) после предварительной нейтрализации и упаривания. С этой целью были проведены исследования по подбору оптимального состава стеклоподобной матрицы, определению состава стеклообразующих агентов, а также степени включения ЖРО в стеклоподобную матрицу.

В ходе работы было установлено, что наиболее подходящей матрицей для остекловывания ЖРО от переработки регенерированного урана является матрица на основе коммерчески доступной стеклофритты производства ООО «Светлана — Маловишерский стекольный завод», модифицированной оксидом титана и борной кислотой. Предельно допустимая степень включения ЖРО в данную матрицу составляет 15,8 масс. % в пересчете на оксиды.

Определение вязкости расплава синтезированного стекла, содержащего модельные ЖРО, показало, что в области температур варки стекла (1050 – 1150 °С) величина вязкости не превышает 80 Пз, а в области температур слива (950 – 1050 °С) – 100 Пз. Это позволяет сделать вывод о соответствии разработанного состава стекломатрицы оптимальным технологическим параметрам процесса остекловывания ЖРО методом ИПХТ.

Исследование физико-химических свойств синтезированных стекол, в том числе и радиоактивных, показало, что разработанная боросиликатная стекломатрица обеспечивает получение остеклованного продукта, полностью удовлетворяющего требованиям Федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности (НП-019-15)».

## ТЕРМИЧЕСКАЯ УСТОЙЧИВОСТЬ ЭКСТРАГЕНТОВ НА ОСНОВЕ ДИАМИДОВ ДИКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ ПРИ АТМОСФЕРНОМ ДАВЛЕНИИ

**Ю.В. Никитина<sup>1,2)</sup>, В.В. Калистратова<sup>1)</sup>, Е.В. Белова<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – *ФГБУН ИФХЭ РАН, г. Москва, nikitinayulia1616@gmail.com*

<sup>2)</sup> – *ФГБОУ ВО РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва*

К числу наиболее опасных объектов использования атомной энергии относятся предприятия по переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). В основе переработки лежат экстракционные процессы фракционирования высокоактивных радиоактивных отходов, протекающие в условиях повышенной кислотности и при высоких температурах. Чрезвычайно важна безопасность таких процессов.

В данной работе была исследована термическая стойкость перспективных экстрагентов для UNEX-процесса: ди(N-этил-4-этиланилид) 2,2'-бипиридин-6,6'-дикарбоновой кислоты (DYP-9), ди(N-этил-4-фторанилид) 2,6-пиридиндикарбоновой кислоты (Et(pFPh)DPA), ди(N-этил-4-гексиланилид) 2,2'-бипиридин-6,6'-дикарбоновой кислоты (DYP-7). Эксперименты проводились с помощью прибора синхронного термического анализа Netzsch STA 449 F3 Jupiter в воздушной атмосфере со скоростью нагрева 1, 2 и 4 К в минуту в корундовом тигле с навеской от 10 до 14 мг, до и после контакта образца с азотной кислотой.

Согласно полученным данным, образцы, содержащие диамиды Et(pFPh)DPA и DYP-9, не склонны к самовоспламенению, в отличие от образцов DYP-7, самовоспламеняющихся при 432 °С. Образцы исследуемых диамидов, содержащие азотную кислоту, при термическом воздействии представляют большую опасность в отношении возникновения неуправляемых химических экзотермических реакций в условиях открытых систем, нежели исходные диамиды.

Из исследованного перечня диамидов выделяется Et(pFPh)DPA, для которого не зафиксированы экзотермические эффекты при его разложении в исходной форме и был выявлен лишь незначительный экзотермический эффект (90,1±6,9 Дж/г) при разложении образца диамида после контакта с азотной кислотой. Этот результат свидетельствует о наименьшей опасности данного диамида (по отношению к диамидам DYP-9 и DYP-7) в отношении возникновения неуправляемых химических экзотермических реакций в конденсированной фазе в условиях открытых систем.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда (проект 16-19-00191).



## ФОРМЫ НАХОЖДЕНИЯ $^{226}\text{Ra}$ В ТЕХНОГЕННЫХ ПОЧВОГРУНТАХ

У.С. Никулина<sup>1)</sup>, С.В. Чижевская<sup>2)</sup>, Н.А. Науменко<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – ООО «Корпорация по Ядерным Контейнерам»,  
г. Москва, [nikulina.uln@gmail.com](mailto:nikulina.uln@gmail.com)

<sup>2)</sup> – Российский химико-технологический университет  
им. Д.И. Менделеева, г. Москва

Идентификация форм нахождения (ФН) и установление степени подвижности радионуклидов (РН) и других загрязняющих веществ в техногенных почвогрунтах (ПГ) является необходимым условием при выборе метода их очистки. Так, например, информация о ФН загрязняющих веществ позволяет объективно оценить способность РН переходить из твердой фазы в жидкую при очистке ПГ путем их гидроклассификации с применением пульсационного колонного оборудования (при фракционировании ПГ в водных растворах РН концентрируются в глинистой фракции).

В докладе обсуждаются результаты исследований по идентификации ФН  $^{226}\text{Ra}$  в образцах техногенных ПГ, отобранных с территории одного из промышленных предприятий РФ, содержащих большое количество глины и строительного мусора. Определение ФН  $^{226}\text{Ra}$  проводили с применением методики последовательного выщелачивания РН водой (водорастворимые ФН), 1М  $\text{CH}_3\text{COONH}_4$  (обменные ФН), 1М  $\text{HCl}$  (подвижные ФН), 6М  $\text{HCl}$  (кислоторастворимые ФН) [1]. Оставшийся в твердой фазе после полного цикла выщелачивания  $^{226}\text{Ra}$  относили к прочносвязанным ФН.

Установлено, что большая часть  $^{226}\text{Ra}$  (85-91%) в образцах ПГ присутствовала в прочносвязанной форме – это  $\text{Ra}^{2+}$ , адсорбированный органической составляющей почвы, остальное (до 10%) – подвижная форма, т.е.  $\text{Ra}^{2+}$ , сорбированный поверхностью неорганических «коллоидов», присутствующих в образцах (гидроксиды  $\text{Al}$ ,  $\text{Fe}$  и т.п.).

Полученные результаты свидетельствуют о принципиальной возможности применения гидроклассификации как метода очистки почвогрунтов, загрязненных радионуклидами радиевого ряда, и в совокупности с данными о фракционном и минералогическом составе ПГ позволяют оценить целесообразность применения реагентов для достижения выделяемыми фракциями норм  $\text{ПДК}_{\text{почв}}$ .

[1]. Горяченкова Т.А., Казинская И.Е., Кларк С.Б. и др. Методы изучения форм нахождения плутония в объектах окружающей среды // Радиохимия. 2005. № 6. С. 550-555.

## УДАЛЕНИЕ ОКИСЛЕННЫХ ФОРМ ИОДА ИЗ ГАЗОВЫХ ПОТОКОВ

А.В. Обручиков, В.О. Зубарев, Э.П. Магомедбеков

*РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, E-mail: alexobruch@mail.ru*

На предприятиях атомной отрасли для улавливания летучих форм радиоиода, как правило, применяют фильтры-адсорберы, снаряженные гранулированным сорбентом либо сорбционно-фильтрующим материалом.

В работе рассмотрен вариант удаления иода из паровоздушных потоков путем окисления его до иодноватого ангидрида и последующим улавливанием тонкодисперсной аэрозоли методом барботажа через водные растворы.

Окисление паров иода проводили при помощи сверхстехиометрического количества озона, добавляемого в газовый поток. Методика определения концентрации иодат-ионов, образующихся в результате растворения иодноватого ангидрида в воде, основана на их восстановлении в кислой среде в присутствии иодида калия до молекулярного иода. Образовавшийся в ходе реакции  $I_2$  количественно определяли с помощью эталонного раствора тиосульфата натрия. Таким образом, материальный баланс сводили по количеству  $I_2$ , поданного в систему и титриметрички определенного в барботажных емкостях.

Исследования проводили при следующих условиях: общая скорость газового потока – 1 л/мин; объем жидкости в трех последовательно стоящих барботажных емкостях – по 100 мл; температура – 20 °С; средняя концентрация  $I_2$  в газовом потоке  $470 \pm 30$  мг/м<sup>3</sup>; время испытания – 30 мин.

По результатам трех параллельных испытаний общая степень очистки газового потока от аэрозоли иодноватого ангидрида с помощью барботажа через три последовательных емкости с дистиллированной водой составила  $68.8 \pm 2.1\%$ . Аналогичным образом были проведены испытания с использованием 5% раствора  $Na_2CO_3$ . При этом степень очистки газового потока составила уже  $81.1 \pm 2.2\%$ . На завершающем этапе исследования в качестве рабочей жидкости использовали 0,1М раствор  $NaOH$ . Степень очистки газового потока от  $I_2O_5$  составила  $96.1 \pm 1.5\%$ .

Перспективным, на наш взгляд, будет являться способ предварительного окисления труднолокализуемых форм радиоактивного иода с последующим улавливанием  $I_2O_5$  в орошаемой насадочной колонне.

*Работа выполнена при финансовой поддержке РХТУ им. Д.И. Менделеева. Номер проекта 022-2018.*

**РАЗРАБОТКА КЕРАМИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ  
КОНСОЛИДАЦИИ ОТХОДОВ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ И  
ПОЛУЧЕНИЕ ИХ МЕТОДОМ ВЫСОКОСКОРОСТНОГО  
ЭЛЕКТРОИМПУЛЬСНОГО СПЕКАНИЯ**

**А.И. Орлова<sup>1)</sup>, В.Н. Чивильдеев<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *ННГУ, Н. Новгород, [albina.orlova@inbox.ru](mailto:albina.orlova@inbox.ru)*

<sup>2)</sup> – *НИФТИ при ННГУ, Н. Новгород*

Концепция керамической матрицы для консолидации ВАО с целью изоляции от биосферы и для инертных топливных матриц с актинидами развивается в настоящей работе с использованием принципов: 1) кристаллохимический - «like in nature», минералоподобие и 2) физико-химический - снижение реакционной способности твердого материала за счет создания керамики с близкой к нулю пористостью.

Изучаемые нами структурные типы, реализованные в природе: гранат, флюорит, витлокит, монацит, коснарит, лангбейнит, шеелит. Вещества с такими структурами обладают широким изоморфизмом, в т.ч. включают в свой состав актиниды. Как ранее нами установлено (а также другими специалистами), они обладают высокими характеристиками устойчивости: термической, радиационной, химической.

Методом высокоскоростного электроимпульсного спекания (Spark plasma sintering, SPS) получены керамики для соединений с такими структурами при T от 600 до 1350<sup>0</sup>C, t от 3 до 5 мин, ρ от 96,4 до 99,9 %.

С целью обеспечения пластичности таких материалов (важной эксплуатационной характеристики механической прочности) использовали приемы: формирование композитов с металлами (cermet) и другими керамиками (cercer), а также 2-фазных керамик по принципу пластичного минерала итаколумита. Найденные значения трещиностойкости спеченных методом SPS керамик характеризуют их как пластичные.

Выполнены эксперименты, в которых учтены особые требования к керамкам с α-излучающими нуклидами, - по определению характеристик протекания гелия. Предстоит развитие этих работ с использованием керамик с регулируемой пористостью и установление роли механизмов: 1). диффузионного (для структур с открытыми каналами диффузии и без таковых) и 2) протекания по порам керамики.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФ Грант N 16-13-10464.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ПОЛУЧЕНИЯ МАТРИЦ СО  
СТРУКТУРОЙ МИНЕРАЛА КОСНАРИТА ДЛЯ  
ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ, СТРОНЦИЯ,  
ИТТРИЯ, ЦЕРИЯ И АМЕРИЦИЯ НА МОДЕЛЬНЫХ СИСТЕМАХ**

**В.А. Орлова<sup>1)</sup>, Д.Д. Галузин<sup>1)</sup>, П.В. Козлов<sup>1,2)</sup>, М.Б. Ремизов<sup>1)</sup>,  
Е.А. Беланова<sup>1)</sup>, К.В. Вербицкий<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)*

*<sup>2)</sup> – ОТИ НИЯУ МИФИ, Озёрск, [kozlov\\_pavel@inbox.ru](mailto:kozlov_pavel@inbox.ru)*

В настоящей работе изучена возможность отверждения жидких радиоактивных отходов от экстракционной переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ) в кристаллические материалы с ожидаемой структурой минерала коснарита. Известно, что каркасные фосфаты октаэдро-тетраэдрического типа характеризуются высокими показателями устойчивости: термической, химической, радиационной.

Работа включала в себя следующие этапы: расчет формулы, синтез фосфатов, характеристика их методами рентгеновской дифракции и рамановской спектроскопии, определение гидролитической устойчивости полученных материалов.

Были синтезированы и изучены фосфаты, содержащие компоненты отходов экстракционной переработки ОЯТ – цирконий содержащего рафината и рафината аффинажного разделения плутония и нептуния. Температуры синтеза целевых фосфатов в исследованных минеральных композициях находились в пределах от 400 до 800 °С. Операции диспергирования материала из методики синтеза были намеренно исключены, как нетехнологичные в условиях радиохимического производства.

Достигнутые минимальные скорости выщелачивания элементов в статическом режиме в условиях повышенной (90 °С) температуры (РСТ-тест) составили порядка  $10^{-6}$  -  $10^{-7}$  г/см<sup>2</sup>·сут. Рентгенофазовый анализ образцов после выщелачивания показал, что после контактирования с водой кристаллические материалы не испытывали химических и фазовых превращений.

Полученные результаты демонстрируют возможность применения NZP фосфатов для иммобилизации рассмотренных групп радиоактивных отходов. Важной отличительной особенностью материалов является низкая, в сравнении с алюмофосфатным стеклом, температура синтеза.

## МАТРИЦЫ ДЛЯ ВКЛЮЧЕНИЯ $^{241}\text{Am}$

**А.В. Очкин<sup>1)</sup>, С.В. Стефановский<sup>2)</sup>, О.И. Стефановская<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева, Москва, [ochkin@rctu.ru](mailto:ochkin@rctu.ru)*

*<sup>2)</sup> – Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН, Москва, [serge.stefanovsky@yandex.ru](mailto:serge.stefanovsky@yandex.ru)*

После переработки отработавшего топлива энергетических реакторов в высокоактивных отходах (ВАО) остается очень большое количество америция (прежде всего  $^{241}\text{Am}$ ), которое более, чем в  $10^4$  раз превышает аналогичное количество для плутония-239 [1]. Во многом вследствие этого в США оказались от переработки топлива, а во Франции разрабатывают методы выделения америция, а также кюрия, в виде DIAMEX-процесса [2] или EXAM-процесса [3]. Тепловыделение  $^{241}\text{Am}$  составляет 0,111 Вт/г, а  $^{244}\text{Cm}$  – 2,78 Вт/г, что приводит к сильному разложению экстрагентов. Из-за этого эффективность выделения америция может оказаться недостаточной и от 1 до 5 %  $^{241}\text{Am}$  останется в ВАО. В этом случае при переработке остаточных ВАО (после выделения америция и кюрия) целесообразно использовать стеклокерамику, а не стекло, как в настоящее время [4].

Учитывая, что в России в настоящее время для иммобилизации ВАО используется стекло на натрий-алюмофосфатной основе, для Am-содержащих ВАО подходящей матрицей может служить натрий-алюможелезофосфатная стеклокерамика, содержащая кристаллические фазы со структурой монацита ( $Ln\text{PO}_4$ ) и ортофосфата натрия-железа –  $\text{Na}_3\text{Fe}_2(\text{PO}_4)_3$  с небольшим содержанием  $\text{Al}_2\text{O}_3$ . Скорости выщелачивания по ГОСТ Р 52-126-2003 матричных элементов (Na, Al, Fe, P) из такой керамики составляют  $10^{-5}$ - $10^{-7}$  г/(см<sup>2</sup>сут), РЗЭ – ниже  $10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>сут) [5].

[1]. Н.С. Бабаев и др. Атомная энергия. 2005. Т. 98. № 2. С. 123-129.

[2]. С. Poinsot et al. Procedia Chemistry. 2016. V. 21. P. 524-529.

[3]. V. Vanel et al. Procedia Chemistry. 2016. V. 21. P. 190-197.

[4]. R. Didierlaurent et al. WM2016 Conference, March 6 – 10, 2016, Phoenix, Arizona, USA. 16376.

[5]. S.V. Stefanovsky et al. J. Nucl. Mater. 2018. V.500. P. 153-165.

## НАУЧНЫЕ ОСНОВЫ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЕДНЁННОГО ГЕКСАФТОРИДА УРАНА В РЕЖИМЕ ГОРЕНИЯ

Д.С. Пашкевич<sup>1)</sup>, Д.А. Мухортов<sup>2)</sup>, Ю.И. Алексеев<sup>3)</sup>, П.С. Камбур<sup>2)</sup>,  
В.Б. Петров<sup>2)</sup>, В.В. Капустин<sup>3)</sup>, А.Р. Зимин<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> – Санкт-Петербургский политехнический университет  
Петра Великого, *pashkevich-ds@yandex.ru*

<sup>2)</sup> – ФГУП «РНЦ» Прикладная химия, Санкт-Петербург,  
*dmukhortov@mail.ru*

<sup>3)</sup> – ООО «Новые химические продукты», Санкт-Петербург,  
*ars.zimin@mail.ru*

В настоящее время в мире накоплено до 2 млн. тонн гексафторида урана, обеднённого по изотопу  $^{235}\text{U}$  (ОГФУ). Это вещество содержит 32% фтора, который целесообразно регенерировать и направлять на производство гексафторида природного урана для замыкания ядерного топливного цикла по фтору.

Единственная промышленная технология переработки ОГФУ, разработанная компанией Арева, не нашла широкого применения в связи с использованием эксклюзивных конструкционных материалов и высокой производственной себестоимостью получаемого HF, которая примерно в 2 раза превышает аналогичный показатель для традиционной промышленной технологии производства этого вещества.

Авторы разработали научные основы метода регенерации фтора из ОГФУ в виде HF в пламени водородсодержащего топлива и кислорода:



где  $\text{C}_m \text{H}_n \text{O}_k \text{N}_l$  – летучее водородсодержащее вещество,  $n > 0$ ,  $m \geq 0$ ,  $k \geq 0$ ,  $l \geq 0$ ,  $nx_1 \geq 6$ ,  $2x_2 > 2$ ,  $z = 1; 2$ ,  $Q \sim 10^2 - 10^3$  кДж,  $T_{\text{ад}} > 10^3$  К.

В качестве топлива могут быть рассмотрены такие доступные вещества, как  $\text{CH}_4$  (и другие углеводороды),  $\text{H}_2$ ,  $\text{NH}_3$ , а также вещества с различными гетероатомами, в том числе спирты.

Термодинамические расчёты позволили определить интервал температуры, в котором основным фторсодержащим веществом в системе элементов U-O-H-F является HF, а основным урансодержащим –  $\text{UO}_2$ , и значения  $x_1$  и  $x_2$ , при которых необходимая температура достигается. На лабораторной установке проведены эксперименты с летучими фторидами, в том числе с  $\text{CF}_4$ , степень извлечения фтора в виде HF достигала 90%.

На основании проведённых исследований создана пилотная установка по отработке технологии регенерации фтора из ОГФУ в режиме горения, расход ОГФУ на которой достигает  $10 \text{ г} \cdot \text{с}^{-1}$ .

**ФОСФАТЫ СО СТРУКТУРОЙ ЛАНГБЕЙНИТА,  
КАК ФОРМА ИММОБИЛИЗАЦИИ ВАО**

**В.И. Петьков<sup>1)</sup>, А.А. Алексеев<sup>1)</sup>, И.А. Залымова<sup>1)</sup>, А.М. Ковальский<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Нижегородский государственный университет им. Н. И. Лобачевского, Нижний Новгород, [alekseev\\_artemiy@bk.ru](mailto:alekseev_artemiy@bk.ru)*

*<sup>2)</sup> – Национальный исследовательский технологический университет "МИСиС", Москва*

Перспективным подходом для иммобилизации радиоактивных отходов военной и гражданской промышленности, АЭС, медицины, науки в промышленном масштабе является разработка термодинамически, термически, радиационно, механически и химически устойчивых минералоподобных керамических материалов, а также эффективных способов их получения, обеспечивающих надежность удержания ВАО в матрицах-иммобилизаторах и возможности практического использования отходов радиохимических производств.

Фосфатные минералы широко представлены во многих геологических формациях, многие из них содержат в своем составе радиоактивные элементы; фосфор в ряде радиохимических технологий присутствует в отходах и может выполнять функцию структурообразующего компонента. Поэтому фосфаты каркасного строения и керамики, основанные на них, были предложены в качестве матриц для удерживания радиоактивных отходов. Одним из потенциальных матричных материалов являются фосфаты со структурой минерала лангбейнита. Благодаря широкому изоморфизму катионов и анионов синтетические аналоги лангбейнита способны вмещать в кристаллической структуре до 50 мас.% присутствующих в ВАО элементов (Cs-Sr фракцию, лантаниды и другие продукты ядерного деления, технологические и конструкционные элементы).

В настоящей работе получены золь-гель методом при повторении цикла измельчение – прессование – обжиг при 700-900°C фосфаты и твердые растворы вида  $A_{2-x}A'_xMg_{0.5}E_{1.5}(PO_4)_3$  (A, A' – K, Rb, Cs; E – Ti, Zr),  $A_{5/3}MgE_{4/3}(PO_4)_3$ ,  $AMMgE(PO_4)_3$  (M – Sr, Ba, Pb). Они исследованы методами рентгенографии (дифрактометр Shimadzu XRD-6000), ИК-спектроскопии (ИК-Фурье-спектрометр Shimadzu FTIR-8400S), электронной микроскопии и микронзондового анализа. Согласно этим данным ожидаемая структура лангбейнита реализована. Получены керамики с плотностью до 98% от теоретической. Изучена их гидролитическая устойчивость и параметры теплового расширения.

## НАНЕСЕНИЕ ЗАЩИТНЫХ ПОКРЫТИЙ, КАК МЕТОД УВЕЛИЧЕНИЯ ХИМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ОТВЕРЖДЕННЫХ ФОРМ РАО

Ю.Г. Покровский, Ю.А. Похионов

*АО Радиевый институт, Санкт Петербург, urp@khlopin.ru*

Одним из направлений повышения безопасности длительного хранения отвержденных высокоактивных отходов является нанесение специальных покрытий на гранулированные отходы или включение отвержденных отходов в капсулу из специальных материалов, выполняющих роль дополнительного барьера при изоляции РАО.

Перспективы развитие того или другого направления определяются как появлением новых целей и задач, так и уровнем развития химии процессов, заложенных в основу конкретной технологии.

Наиболее ярким примером эффективного использования технологии нанесения покрытий является опыт получения топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР). Микро твэлы с покрытиями из пироуглерода и карбида кремния успешно выдержали реакторные испытания. Покрытия из этих материалов характеризуются структурой с низкой пористостью ( $\approx 0,5\%$ ), низким коэффициентом диффузии радионуклидов и высокой устойчивостью к агрессивным средам.

Первые публикации на указанную тему появились более 40 лет назад, но до настоящего времени эти достижения так и не были использованы для переработки радиоактивных отходов.

Целью представленной работы явилось проведение экспериментальных исследований по нанесению защитных металлических покрытий на керамические материалы. Представлены физико-химические характеристики полученных материалов.

Первые полученные результаты по использованию покрытий позволяют сделать вывод, что использование данной технологии представляется вполне оправданным. И есть основания считать, что предлагаемые методы дополнительной изоляции окажутся менее затратными по сравнению с синтезом минералоподобных матриц. В качестве материалов для длительного хранения или захоронения в будущем могут быть использованы и продукты деления, которые содержатся в облученном топливе. По нашему мнению, в качестве возможных кандидатов можно рассматривать рутений, цирконий, молибден и технеций.

В докладе также отмечено, что дальнейшее развитие исследований в указанном направлении позволит разработать методы надежной иммобилизации самых разнообразных отходов, в том числе, не только радиоактивных, но и других видов токсичных отходов химической промышленности.



## НОРМАТИВНО-ПРАВОВОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

А.В. Позизов, О.Н. Ушанова

*Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», г. Москва, [pozizov@secnrs.ru](mailto:pozizov@secnrs.ru)*

Основы правового регулирования отношений в области обращения с радиоактивными отходами (РАО) установлены Федеральным законом «Об обращении с радиоактивными отходами...» от 11.07.2011 № 190-ФЗ. В частности законом установлены требования о подразделении РАО на особые и удаляемые, классификации удаляемых РАО в целях захоронения, создании единой государственной системы обращения с РАО. В целях реализации указанных требований законодательства, были внесены изменения в федеральные нормы и правила, регулирующие обращение с РАО (НП-055-14, НП-058-14, НП-069-14, НП-002-15, НП-019-15, НП-020-15, НП-021-15), а также разработаны новые НП-093-14, НП-099-17, НП-100-17, НП-103-17. В обновленной системе федеральных норм и правил по обращению с РАО:

- реализованы новые подходы к классификации РАО в целях захоронения;
- установлены требования безопасности при обращении с особыми РАО, включая критерии и требования безопасности для пунктов размещения и пунктов консервации особых РАО (НП-103-17);
- определены общие критерии приемлемости РАО для захоронения и требования к установлению критериев приемлемости РАО для захоронения в определенный пункт захоронения РАО (НП-093-14);
- установлены требования к составу и содержанию отчетов по обоснованию безопасности пунктов хранения РАО и пунктов захоронения РАО (НП-099-17, НП-100-17).

Актуальными задачами в настоящее время являются установление требований к показателям качества боросиликатного стеклоподобного компаунда (внесение изменений в НП-019-15); установление требований по обеспечению безопасности при обращении с отработавшими закрытыми источниками ионизирующего излучения, в том числе при их захоронении (внесение изменений в НП-055-14, НП-058-14, НП-069-14); разработка рекомендаций по порядку, объему, методам и средствам контроля характеристик твердых РАО в целях подтверждения их соответствия критериям приемлемости для захоронения.

## КОМПОЗИЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ НА ОСНОВЕ NdPO<sub>4</sub> И Ni

Е.А. Потанина, М.С. Болдин, Н.В. Сахаров, Е.А. Ланцев

*ННГУ им. Н.И. Лобачевского, Нижний Новгород,  
ekaterina.potanina@list.ru*

Одна из предлагаемых концепций обращения с долгоживущими радионуклидами – включение их в керамики на основе минералоподобных соединений. Важными могут оказаться такие качества матрицы, как её устойчивость к механическим повреждениям, что сейчас не является сильной стороной керамик.

В работе изучали композиты на основе соединений NdPO<sub>4</sub> - xNi, x = 5, 10, 20 масс.%.

Композиты получали путём добавления Ni(CH<sub>3</sub>COO)<sub>2</sub>·4H<sub>2</sub>O к суспензии NdPO<sub>4</sub> в воде при перемешивании и высушивании на магнитной мешалке при 160 °С. Сухой остаток диспергировали и подвергали термической обработке при 700 °С в течение 6 ч. Готовый продукт отожгли при 500 °С в атмосфере H<sub>2</sub> в течение 3 ч. Керамики спекли методом Spark Plasma Sintering.

Контроль фазового состава полученных порошков и керамик проводили методом рентгенофазового анализа с помощью порошкового дифрактометра Shimadzu LabX XRD-6000. Микроструктуру порошков и керамик исследовали на растровом электронном микроскопе Jeol JSM-6490. Микротвердость по Виккерсу (H<sub>V</sub>) измеряли на микротвердомере «Struers Duramin-5». Значение коэффициента трещиностойкости (K<sub>IC</sub>) рассчитывали по методу Палмквиста.

Согласно данным РФА получили композиты NdPO<sub>4</sub>-Ni. Микроструктура порошка представлена типичными для структуры монацита образования в виде иголок с распределёнными на них частицами металла Ni.

Из графиков спекания керамик видно, что усадка начиналась при T ≅ 850 - 900 °С, заканчивалась – при T ≅ 1200 – 1300 °С, продолжительность усадки 5 – 6 мин. Механические свойства полученных керамик были невысоки и имели значения H<sub>V</sub> (ГПа) = 5.55 - 5.85 (с уменьшением при увеличении содержания металла), K<sub>IC</sub> (МПа·м<sup>1/2</sup>) = 0.86 – 0.97 (без явной зависимости от состава). Керамика имела мелкозернистую микроструктуру (средний размер зерна в образцах составлял около 1 - 5 мкм). По данным РФА после спекания фазовый состав исходного порошка не сохранился.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда (проект № 16-13-10464).

## МЕТОДЫ ВЫДЕЛЕНИЯ ПАЛЛАДИЯ ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА И ПЕРСПЕКТИВЫ ЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ДОЛГОЖИВУЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ

Ю.А. Похитонов

*АО Радиевый институт, Санкт Петербург, urp@khlopin.ru*

Извлечение реакторного палладия из облучённого топлива представляет собой достаточно сложную проблему вследствие целого ряда причин как технического, так и экономического характера. И еще в 1980–х, 1990–х г.г. в ряде российских научных центров были подготовлены программы работ по выделению благородных металлов из отработавшего топлива АЭС с целью использования в народном хозяйстве и создания резерва техногенных платиноидов. Вопросы финансирования производств должны были решаться на государственном уровне с учетом стратегических интересов страны в части накопления и последующего использования техногенных благородных металлов. Причины прекращения работ в этом направлении (как и сворачивание многих других интересных программ в радиохимии) не нуждаются в комментариях.

В докладе приведен обзор литературных данных, характеризующих химические формы и поведение палладия на различных стадиях переработки облучённого топлива АЭС. Дано описание различных методов извлечения палладия из разных по составу растворов и приведены результаты экспериментов с реальными растворами, выполненные в Радиевом институте.

Вполне очевидно, что разработка даже самых эффективных технологий не может привести к их внедрению, если на палладий не будет устойчивого спроса со стороны потребителей. Перспективы выделения «реакторного» палладия (и родия) из отходов от переработки ОЯТ будут определяться в первую очередь потребностями техники и возможностью его появления на рынке по более низким ценам по сравнению со стоимостью платиновых металлов из рудных источников.

По мнению авторов, представляет интерес рассмотреть проблему выделения "реакторного" палладия с целью его использования при переработке отходов радиохимических предприятий (например, иммобилизация  $^{129}\text{I}$  и/или ТПЭ), где неважно присутствие радиоактивного нуклида  $^{107}\text{Pd}$  и не требуется высокая очистка от других продуктов деления.

На изменение ситуации с МПГ может повлиять появление результатов исследований, где в качестве материалов для длительного хранения или захоронения будут использованы другие продукты деления, которые содержатся в облученном топливе. По нашему мнению, в качестве возможных кандидатов можно рассматривать рутений, цирконий, молибден и технеций. Вполне вероятно, что именно технеций может оказаться перспективным элементом с точки зрения его возможного использования для получения защитных покрытий отвержденных форм ВАО.

## РЕАКТОРНЫЙ ГРАФИТ. КРИТЕРИИ ПРИЕМЛЕМОСТИ И ПЕРСПЕКТИВЫ ПЕРЕРАБОТКИ

Ю.А. Похитонов, М.Ю. Киршин

*АО Радиевый институт, Санкт Петербург, урокh@khlopin.ru*

Использование графита в ядерной энергетике было продиктовано его уникальными свойствами. На этапе вывода из эксплуатации уранграфитовых реакторов графит становится отдельным видом специфичных отходов, и однозначного решения проблемы обращения с ним нет ни в одной стране в мире. Характеристики реакторного графита на разных объектах (и даже на одном) могут сильно отличаться по содержанию и спектру радионуклидов. (Нельзя забывать и об имевших место внештатных ситуациях, когда активность и спектр радионуклидов графита невозможно рассчитать исходя из значений накопления активности за счет активации примесей в самом графите).

Актуальность данной проблемы в первую очередь связана с грядущими финансовыми затратами, а не с проблемами экологии, как это многие стараются представить. (При снятии с эксплуатации уранграфитовых реакторов затраты на обращение РАО могут составить в структуре затрат более 65 % [1]). Эффективная стратегия обращения с реакторным графитом должна включать дифференцированный подход к отходам с разным уровнем активности. На первой стадии необходимо проводить сортировку (фракционирование) всей массы графита. Использование принципа фракционирования позволяет во много раз снизить нагрузку на оборудование, предназначенное для переработки наиболее “грязной” части отсортированного графита, и в конечном итоге минимизировать объем всех вторичных отходов.

По мнению авторов, успешное решение проблемы реакторного графита во многом определяется отсутствием обоснованности критериев приемлемости, что приводит к большим неоправданным затратам. (Физическая форма собственно реакторного графита является самой компактной, и любая переработка облученного реакторного графита приводит к росту объемов РАО и изменяет их агрегатное состояние, увеличивая риски и, самое главное, затраты).

Целью работы был поиск технических решений, которые позволят проводить переработку реакторного графита с минимальными затратами и обеспечить надежную иммобилизацию всех радиоактивных нуклидов [2].

Другое направление исследований, которое заслуживает внимания, является нанесение специальных защитных покрытий, что позволит снизить выщелачиваемость долгоживущих радионуклидов и выбрать состав композиции для захоронения графита в приповерхностных хранилищах. Альтернативным вариантом может оказаться использование облученного графита в качестве исходного материала для получения композиций или изделий (контейнеров), предназначенных для долговременного хранения других РАО.

[1]. М.А. Туктаров, Л.А. Андреева, А.А. Роменков. Кондиционирование реакторного графита выводимых из эксплуатации уран-графитовых реакторов для целей захоронения. <http://www.atomic-energy.ru/articles/2016/06/08/66585>

[2]. Патент РФ № 2624270 (Способ переработки отходов реакторного графита).

## ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ РАСПЛАВОВ БОРОСИЛИКАТНЫХ СТЕКОЛ, СОДЕРЖАЩИХ ИМИТАТОРЫ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

**М.Б. Ремизов<sup>1)</sup>, П.В. Козлов<sup>1,2)</sup>, Е.А. Беланова<sup>1)</sup>, Н.В. Власова<sup>1)</sup>,  
О.Ю. Ткачева<sup>3)</sup>, Ю.П. Зайков<sup>3,4)</sup>**

<sup>1)</sup> – ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, *spl@po-mayak.ru*

<sup>2)</sup> – ОТИ НИЯУ МИФИ, Озёрск, *kozlov\_pavel@inbox.ru*

<sup>3)</sup> – ИВТЭ УрО РАН, Екатеринбург, *o.tkacheva@ihite.uran.ru*

<sup>4)</sup> – УрФУ, Екатеринбург, *i.p.zaikov@urfu.ru*

На ФГУП «ПО «Маяк» ведутся работы по созданию нового комплекса остекловывания ВАО с плавителями, имеющими принципиальные конструкционные и технологические отличия от печей типа ЭП-500. В частности, для отверждения жидких ВАО от переработки ОЯТ энергетических реакторов (ВВЭР-440, ВВЭР-1000, БН-600, БН-800) предполагается использовать малогабаритные плавители прямого электрического нагрева на боросиликатном стекле.

Основными характеристиками процесса электрической варки стекол являются тепло- и электропроводность расплава, а также его вязкость, что позволяет не только контролировать действующую технологию, но и выполнять моделирование перспективных конструкций термического оборудования. Методами коаксиальных цилиндров, импеданс спектроскопии и вибрационной высокотемпературной вискозиметрии исследованы теплопроводность, электропроводность и вязкость боросиликатных стекол ряда составов, содержащих имитаторы ВАО от переработки ОЯТ ВВЭР-440, в интервале температур от 20 до 1200°C.

Теплопроводность расплавов линейно возрастает с увеличением температуры, при этом угол наклона кривой уменьшается при температуре стеклования (~600°C). Значения теплопроводности расплавов при температурах 600÷1200°C находятся в интервале 1,40÷1,65 Вт/м·К и зависят в большей степени от содержания имитаторов ВАО, чем от температуры.

Электропроводность и вязкость расплавов боросиликатных стекол определяется, главным образом, концентрацией оксида натрия и температурой расплава. Так, электропроводность расплавов с содержанием 14 и 20 % Na<sub>2</sub>O при 1050°C различается в 3 раза, а вязкость – в 9 раз. Влияние концентрации компонентов имитаторов ВАО на указанные свойства расплавов в изученном диапазоне несущественно.

## ВАРИАНТЫ ПЕРЕРАБОТКИ КУБОВЫХ ОСТАТКОВ БЕЛЮЯРСКОЙ АЭС

А.Е. Савкин

*ФГУП «РАДОН», Москва, e-mail: AESavkin@radon.ru*

Объектом исследований являются кубовые остатки (КО), накопленные в ходе эксплуатации Белоярской АЭС (БелАЭС). Проведены испытания и определены основные технологические параметры стадий переработки КО БелАЭС на установке ионоселективной очистки (УИСО).

В начале были определены химические и радионуклидные составы КО из 9 емкостей БелАЭС. Удельная активность декантатов ЖРО составляет  $n \times 10^7$  Бк/кг и определяется, в основном, радионуклидами  $^{137, 134}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ . Удельная активность по альфа - нуклидам в КО только в некоторых емкостях составляет значимую величину и не превышает  $10^2$  Бк/кг.

В процессе работ проведены эксперименты по очистке декантатов КО от радионуклидов с использованием озонирования, фильтрации и селективной сорбции. Опробована предварительная обработка КО перед селективной сорбцией, заключающаяся в озонировании и последующем отделении образующегося осадка. Показано на КО из 9 емкостей БелАЭС, что сочетание озонирования с введением дополнительного коллектора и фильтрации позволяет очистить КО от альфа – нуклидов,  $^{60}\text{Co}$  и  $^{90}\text{Sr}$  до значений ниже 10 УВ по НРБ – 99/2009. Проведены ресурсные испытания сорбента «Термоксид-35» на предварительно окисленном КО. Установлено, что при пропускании 217 колоночных объемов удельная активность фильтрата по  $\text{Cs}^{137}$  составляет значение менее 3 Бк/кг. Разработаны технические предложения по оптимизации технологической схемы УИСО.

Проведено сравнение несколько вариантов обращения с накопленным кубовым остатком по эксплуатационным затратам на переработку и захоронение:

1 вариант – ионоселективная очистка декантата КО + цементирование шлама от озонирования и осадка, накопленного в емкостях хранения КО + получение сухих солей из очищенного от радионуклидов раствора.

2 вариант – совместное цементирование декантата и осадка.

3 вариант – совместное упаривание декантата и осадка в 200 – литровой бочке и размещение в контейнере НЗК четырех бочек с сухим продуктом.

Сравнение показало, что 3 вариант экономически значительно выгоднее 1 и 2 вариантов. Кроме того, следует учитывать, что капитальные затраты по 3 варианту также значительно ниже.

## ВНЕДРЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ОТРАБОТАВШИХ РАДИОАКТИВНЫХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ

А.Е. Савкин, О.К. Карлина

*ФГУП «РАДОН», Москва, e-mail: AESavkin@radon.ru*

В ФГУП «РАДОН» в лабораторном и опытном масштабе проведены испытания различных методов переработки и кондиционирования радиоактивных отработавших ионообменных смол (ИОС): обезвоживание, сушка, дезактивация, пиролиз, сверхкритическое водное окисление и включение в матричные материалы. Проведена оценка технологической приемлемости методов по следующим критериям: соответствие требованиям нормативных документов, удельная активность ИОС и наличие сертифицированной упаковки, производительность установки. Выбранным критериям соответствуют: обезвоживание, включение в полимерную матрицу и цементирование. Выполнено технико – экономическое сравнение выбранных технологий.

Разработана, изготовлена и испытана на реальных ИОС полномасштабная опытная установка обезвоживания и включения ИОС в матричный материал непосредственно в контейнере для захоронения. В качестве контейнера использовали модернизированный контейнер КМЗ – РАДОН, оборудованный двумя перегородками, которые проницаемы для воды и воздуха и не проницаемы для ИОС. Производительность установки по обезвоживанию ИОС составила  $\sim 3 \text{ м}^3/\text{час}$ , а по включению в матричный материал – более  $0,4 \text{ м}^3/\text{час}$ . В качестве матричного материала использовали промышленно выпускаемую в России эпоксидную смолу с отвердителем, которые при перемешивании и пропитке обезвоженной ИОС не разогревают получаемый в контейнере компаунд. Прочность на сжатие полимерного компаунда на основе реальных ИОС превысила 50 МПа, а скорость выщелачивания по цезию – 137 была менее  $10^{-4} \text{ г/см}^2 \cdot \text{сутки}$ .

С целью последующего внедрения промышленных установок на объектах атомной энергетики разработана рабочая документация на опытно – промышленную установку кондиционирования ИОС непосредственно в контейнере, в качестве которого в зависимости от удельной активности используют модернизированные контейнеры типа КМЗ или НЗК – 150 – 1.5П. Установку в виде отдельных узлов транспортируют спецтранспортом на объекты Заказчика, монтируют на объекте, подключают к инженерным сетям, кондиционируют ИОС и вывозят контейнеры в место временного хранения с последующей передачей Национальному оператору.

**ПРОНИЦАЕМЫЕ БИОГЕОХИМИЧЕСКИЕ БАРЬЕРЫ В  
ВОДОНОСНЫХ ГОРИЗОНТАХ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ НИТРАТ-  
ИОНАМИ И ДОЛГОЖИВУЩИМИ РАДИОНУКЛИДАМИ**

**А.В. Сафонов<sup>1)</sup>, Н.Д. Андрищенко<sup>1)</sup>, Р.А. Алдабаев<sup>1)</sup>,  
Д.Т. Талантбекова<sup>2)</sup>, Е.В. Захарова<sup>1)</sup>, Т.Л. Бабич<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – ИФХЭ РАН, Москва*

*<sup>2)</sup> – ФИЦ Биотехнологии РАН, Москва*

В районах расположения действующих и законсервированных хранилищ радиоактивных отходов (РАО) в настоящее время в соответствии с требованиями МАГАТЭ необходимо сооружение многоступенчатой барьерной системы безопасности. Актуальной является разработка новых более надежных и экономически целесообразных систем защитных барьеров с учетом многокомпонентного состава РАО. Важной проблемой с точки зрения радиоэкологической безопасности является миграция долгоживущих переменновалентных радионуклидов в высших степенях окисления и нитрат-ионов в высоких концентрациях. В нашей работе разрабатывается концепция фильтрационного биогеохимического барьера, основанного на сорбционных свойствах доступных природных материалов (цеолит, шунгит, перлит, вермикулит, керамзит) по отношению к радионуклидам и тяжелым металлам, и способности микроорганизмов восстанавливать нитрат-ионы до молекулярного азота и переменновалентные металлы до маломобильных форм.

Были изучены сорбционные характеристики выбранных материалов в статических и динамических режимах. Выявлена высокая эффективность шунгита в качестве сорбента для технеция, цеолита и вермикулита для удаления урана. На примере микробного сообщества пластовых вод в районе хранилища Б-2 (АО «СХК») проведена оценка биосовместимости материалов и выявлена высокая бактериальная активность при использовании вермикулита и керамзита. Изучены биогеохимические процессы денитрификации, снижения окислительно-восстановительного потенциала среды, а также восстановления урана и технеция в присутствии минералов. Проведено компьютерное моделирование работы геохимического барьера на примере пластовых вод АО «СХК».

Работа выполнена при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований проекта №16-03-00153.



**АНАЛИЗ ВАРИАНТОВ ПРИМЕНЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ  
ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ К ВАО, ПОЛУЧАЕМЫМ В РЕЗУЛЬТАТЕ  
ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ВВЭР-1000 НА ОДЦ ФГУП «ГХК»,  
С ЦЕЛЮ СНИЖЕНИЯ КЛАССА РАО**

**И.Н. Сеелев, А.С. Долгов, Д.В. Тихомиров, Е.С. Скурыдина**

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск, Красноярский край,  
to0884@mcc.krasnoyarsk.su*

При обращении с отработавшим ядерным топливом ВВЭР-1000 на опытно-демонстрационном центре по переработке ОЯТ на основе инновационных технологий (ОДЦ) образуются технологические жидкие ВАО. Матрицей для их отвержения принято боросиликатное стекло. В соответствии с данными по установке остекловывания ВАО, нормативно-правовой документацией и отчетной документацией при переработке ОЯТ по технологии, заложенной в проекте, образуется в среднем 0,1 м<sup>3</sup>/т ОЯТ остеклованных ВАО, требующих дополнительной выдержки до 90 лет для снижения тепловыделения для соответствия классу 1 удаляемых РАО.

Аналитическая работа включала в себя определение:

- факторов и «ключевых» радионуклидов, препятствующих отнесению остеклованных ВАО к 3 классу;
- пороговых значений содержания «ключевых» радионуклидов в продуктах, поступающих на остекловывание, и остеклованных ВАО;
- вариантов применения технологии фракционирования к продуктам остекловывания и распределения полученных потоков;
- условий выдержки по тепловыделению и активности до достижения 2 и 3 класса получаемых остеклованных ВАО.

Определено два варианта применения технологии фракционирования с целью снижения класса РАО, предусматривающих в первом случае – один тип остеклованных ВАО (0,1 м<sup>3</sup>/т ОЯТ, требующих выдержки по активности до 339 лет для соответствия третьему классу), а во втором – два типа остеклованных ВАО (0,05 м<sup>3</sup>/т ОЯТ, требующих выдержки по активности до 367 лет для соответствия третьему классу и 0,05 м<sup>3</sup>/т ОЯТ, требующих выдержки по тепловыделению до 10 лет для соответствия второму классу, но без возможности перевода в третий).

Определено, что снижение со временем класса получаемых остеклованных ВАО до третьего возможно в случае существенного повышения эффективности технологии фракционирования (в частности, в 4000 раз по Pu) с удалением ТУЭ, Sm<sup>151</sup>, Zr<sup>93</sup> и Tc<sup>99</sup> из продуктов остекловывания.

## РАДИОХИМИЧЕСКИЙ И РАДИОМЕТРИЧЕСКИЙ МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ $^{14}\text{C}$ В ОБЛУЧЕННОМ ГРАФИТЕ – СРАВНЕНИЕ МЕТОДОВ

Ю.Н. Сими́рский, В.Н. Потапов, С.М. Игнатов, А.В. Степанов,  
И.А. Семин, В.Г. Волкович.

*НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, simirskiy.yury@yandex.ru*

Для определения  $^{14}\text{C}$  в облученном графите обычно используют радиохимический метод, основанный на окислении графита в токе кислорода, позволяющий визуально контролировать окончание процесса и одновременно отделять  $^{14}\text{C}$  от мешающих его определению  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ .

К настоящему времени значительная часть промышленных уран-графитовых реакторов находится в процессе вывода из эксплуатации. При этом необходимо обеспечить оперативный контроль за концентрацией  $^{14}\text{C}$  в большом количестве образцов облученного графита. Это требует разработки методов альтернативных трудоемкому радиохимическому. Одним из таких методов может быть неразрушающий радиометрический метод измерения.

Проблема радиометрического метода измерения активности  $^{14}\text{C}$  заключается во влиянии фонового излучения техногенных радионуклидов, присутствующих в облученном графите. Для решения этой проблемы важным является выбор оптимальных параметров бета-радиометра (материал сцинтиллятора и его толщина) и подготовка образца графита для измерений.

Проведено сравнение радиохимического и радиометрического методов определения  $^{14}\text{C}$  в облученном реакторном графите. Установлено, что основным критерием использования радиометрического способа измерения активности  $^{14}\text{C}$  в облученном графите является условие:

$$A_{14\text{C}} \geq \sum_i A_i,$$

где  $A_{14\text{C}}$  – активность  $^{14}\text{C}$  в образце, а  $A_i$  – активности других присутствующих в графите  $i$ -ых радионуклидов.

Показано что при выполнении данного условия оба метода дают сходящиеся результаты.

**КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ ОТРАБОТАННЫХ ИОНООБМЕННЫХ  
СМОЛ ОТВЕРЖДЕНИЕМ В ШЛАКОЩЕЛОЧНУЮ  
ДОЛГОВЕЧНУЮ МАТРИЦУ С ПОВЫШЕННЫМ НАПОЛНЕНИЕМ  
ПО СМОЛАМ**

**С.Н. Скоморохова, Е.М. Трифанова, Е.А. Грушичева, И.В. Ситников,  
А.Н. Николаев, Р.Ш. Асхадуллин**

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск, [isitnikov@ippe.ru](mailto:isitnikov@ippe.ru)*

Исследована возможность отверждения отработанных ионообменных смол (ИОС) среднего уровня удельной активности в шлакощелочные (геоцементные) водоустойчивые матрицы с повышенным наполнением по смолам. Для обоснования наиболее технологичного матричного материала проведены сравнительные испытания процесса иммобилизации ИОС. Используются три различные шлакощелочные вяжущие системы и подготовленные модельные пульпы ИОС с удельной активностью  $3 \cdot 10^8$  Бк/л, насыщенные радионуклидом  $^{137}\text{Cs}$ . Изготовленные образцы шлакощелочных компаундов с наполнением по сухим ИОС 24-27 масс.% отвечают нормативным требованиям НП-019-15 и характеризуются более высокими технологическими показателями качества (механическая прочность 5-14 МПа, скорость выщелачивания  $^{137}\text{Cs}$ , Na, Ca  $< 2 \cdot 10^{-4}$  г/см<sup>2</sup>·сут на 7-10 сутки, увеличение механической прочности компаундов после иммерсионных испытаний в 1,2-1,5 раза). Включение отработанных ИОС в наиболее технологичную шлакощелочную матрицу позволяет в 2,4 раза снизить расход вяжущего материала по сравнению с портландцементом, и в 1,3 раза - по сравнению с известными шлаковыми связующими при получении компаунда с более высокими характеристиками качества.

## ШЛАКОЩЕЛОЧНОЕ ЦЕМЕНТИРОВАНИЕ ГЕТЕРОГЕННЫХ ЖРО: РАЗРАБОТКИ И ИССЛЕДОВАНИЯ

С.Н. Скоморохова, Е.М. Трифанова, А.Н. Николаев, Р.Ш. Асхадуллин

*АО «ГНЦ РФ - ФЭИ», г. Обнинск, isitnikov@ippe.ru*

Получены основные результаты разработок по иммобилизации различных гетерогенных ЖРО в шлакощелочные компаунды: отработанных неорганических сорбентов; шламов; пульп отработанных ИОС; золы от термодеструкции отработанных ИОС; продуктов отмывки оборудования от натриевого теплоносителя; концентрированных кубовых остатков АЭС.

Достигнуто наполнение синтезированных матриц по шламам и неорганическим сорбентам – до 35 и 30 масс % соответственно, по отработанным ИОС – 27 масс%, по золе от термодеструкции отработанных ИОС – 46,5 масс%. Установлено, что основные показатели качества синтезированных образцов шлакощелочных компаундов соответствуют критериям приемлемости РАО для захоронения.

Экспериментально подтверждено, что шлакощелочные вяжущие могут быть эффективно использованы для отверждения специфичных ЖРО реакторов на быстрых нейтронах как с Na теплоносителем, так и Pb-теплоносителем. Установлено, что шлакощелочной камень – наиболее перспективный матричный материал для иммобилизации радиоактивных высокощелочных растворов, содержащих  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{22}\text{Na}$ .

Прогнозирована долговечность шлакощелочных цементных компаундов с инкорпорированными в них различных видов имитаторов гетерогенных ЖРО на основании исследований структуры и минералогического состава образцов компаундов после их гидротермальной обработки. На основании рентгенофазовых исследований образцов шлакощелочных компаундов установлено формирование новых мелкокристаллических фаз, отличающихся высокой водостойкостью. Характер дифрактограмм цезийсодержащих образцов шлакощелочного компаундов указывает на концентрирование изотопов цезия, главным образом, в структуре поллуцита.

Результатами исследований свойств и структуры образцов синтезированных компаундов подтверждено, что шлакощелочная вяжущая система позволяет обеспечить высокое наполнение компонентами РАО, повышенное качество компаундов, возможность их долговременного хранения, при котором качество компаундов повышается с течением времени.

**РЕЗУЛЬТАТЫ ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННЫХ ИСПЫТАНИЙ  
КОМПЛЕКСНОЙ МЕМБРАННО-СОРБЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ  
ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ НИЗКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ  
РАДИОХИМИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА**

**О.М. Слюнчев<sup>1)</sup>, П.А. Бобров<sup>1)</sup>, А.С. Акинцев<sup>1)</sup>, Е.Н. Зубриловский<sup>1)</sup>,  
В.А. Кичик<sup>2)</sup>, Е.Н. Стариков<sup>2)</sup>**

*1) – ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, cpl@po-mayak.ru*

*2) – ООО «Гидротех», г. Москва, office@hydrotech.ru*

В рамках выполнения НИОКР по ФЦП ЯРБ проведены испытания мембранной технологии для переработки жидких низкоактивных отходов (НАО) радиохимического производства. Технология очистки ЖРО включает стадии селективной сорбции, ультрафильтрации, обратного осмоса (ОО).

Целью испытаний являлась переработка растворов жидких НАО до установленных нормативных требований, уточнение технических параметров процесса очистки при переработке ЖРО с высоким уровнем взвешенных веществ, оценка возможности концентрирования отходов с использованием ультрафильтрации и обратного осмоса.

Как показали испытания, применение отдельной обратной промывки каждого фильтроэлемента блока ультрафильтрации после проведения химически усиленной промывки и дозирование в исходные ЖРО суспензии коагулянта позволило стабилизировать работу блока и не допустить прогрессирующего загрязнения мембран.

Остаточная активность радионуклидов в очищенной воде составила для альфа-излучающих нуклидов от 0,2 – 2,0 Бк/л, для бета-излучающих нуклидов от 4 – 70 Бк/л. Вода с такой активностью, согласно ОСПОРБ-99/2010, может быть использована без ограничений для технических целей, за исключением сельскохозяйственного и пищевого применения.

Установлено, что в режиме периодического отвода концентрата блока ультрафильтрации достигаются максимальные коэффициенты концентрирования ЖРО от 400 до 1000. Показано, что концентрирование на ступени обратного осмоса обеспечивает объемный коэффициент концентрирования от 30 до 40 по сравнению с исходным объемом ЖРО. В ходе опытных испытаний очищено более 120 тыс. м<sup>3</sup> ЖРО.

Проработан вопрос обращения со вторичными отходами от переработки ЖРО. Показана принципиальная возможность отверждения вторичных ЖРО в цементные матрицы.

## ИСПЫТАНИЕ НОВЫХ СОРБЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ОЧИСТКИ РАСТВОРОВ ВЫСОКОГО УРОВНЯ АКТИВНОСТИ ОТ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ

О.М. Слюнчев, Н.М. Ивенская

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

На ФГУП «ПО «Маяк» проведены исследования новых сорбционных материалов для очистки щелочных ВАО, накопленных от оборонной деятельности. Особенностью данных отходов является высокая минерализация (400-450 г/л), высокая концентрация щелочи (50-120 г/л), натрия и нитратов. Активность отходов составляет до  $5 \cdot 10^{10}$  Бк/л и определяется на 99 % радионуклидом  $^{137}\text{Cs}$ . Ключевой задачей в разрабатываемой технологии является сорбционной извлечение из отходов основного дозообразующего радионуклида –  $^{137}\text{Cs}$ . Существующие сорбенты не позволяют перерабатывать подобные растворы напрямую, а требуют их предварительной подготовки (разбавление, нейтрализация). Применение новых сорбционных материалов позволит разработать простую и эффективную технологию переработки жидких ВАО.

Испытания показали, что применение нового сорбционного материала при определенных условиях позволяет достигать коэффициентов очистки раствора от  $^{137}\text{Cs}$  до значений  $10^5$ - $10^6$  Бк/л. В результате очистки образуется фильтрат с удельной активностью около  $10^7$  Бк/л. Таким образом, сорбент позволяет перевести отходы из категории ВАО (отходы 1 класса) в категорию САО (отходы 3 класса), что упрощает дальнейшие стадии обращения. Фильтроцикл сорбента составляет 90-100 к.о.

Удельная активность радионуклидов цезия на сорбенте после очистки составляет около  $5,0 \cdot 10^{12}$  Бк/мл (135 Ки/л), что соответствует  $1,0 \cdot 10^{13}$  Бк/г (270 Ки/кг). По уровню удельной активности отработанный сорбент сопоставим с алюмофосфатным стеклом, получаемым при остекловывании ВАО от переработки ОЯТ.

Предлагаемый способ обращения с щелочными ВАО сложного состава значительно упрощает технологию и снижает стоимость переработки. Это достигается за счет того, что применение новых сорбционных материалов не требует предварительного разбавления или нейтрализации растворов. Высокоактивный регенерат небольшого объема, полученный после регенерации сорбента, может быть использован для получения стекла более высокой активности. По сравнению с прямым остекловыванием объем стекла снижается в несколько раз. Снижение количества остеклованных ВАО влечет за собой значительное снижение расходов на их захоронении в глубинных геологических формациях.

## РАЗРАБОТКА НОВОГО СОСТАВА СУХОЙ СМЕСИ ДЛЯ ЦЕМЕНТИРОВАНИЯ САО

**О.М. Слюнчев, В.А. Ремизова, П.А. Бобров**

**ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)**

Метод цементирования является основным способом отверждения САО. Для цементирования САО на ФГУП «ПО «Маяк» разработан состав сухой смеси (базовый) на основе портландцемента и золы-уноса, который позволяет осуществлять процесс с заливкой компаунда в отсеки большого объема (300 м<sup>3</sup>). Комплекс цементирования САО (КЦ САО) предназначен для цементирования как собственно САО, так и концентратов от переработки НАО. Концентраты от переработки НАО представляют собой пульпу, которая характеризуется наличием большого количества осадков и органических веществ (ПАВ). По проекту КЦ САО минерализация отходов, поступающих на цементирование, должна составлять не менее 300 г/дм<sup>3</sup>, чтобы снизить объемы хранения ТРО. Базовый состав на основе портландцемента и золы-уноса позволяет получить компаунд с плотностью 1,50-1,55 г/см<sup>3</sup>. Для оптимизации объемов хранения ТРО специалистами ФГУП «ПО «Маяк» разработан альтернативный состав сухой смеси, позволяющий заметно сократить объемы хранения компаунда. Проведены сравнительные испытания нового и базового составов сухой смеси.

Установлено, что при цементировании концентратов НАО базовым составом твердение компаунда происходит, если минерализация отходов не превышает 200 г/дм<sup>3</sup>. При повышении минерализации отходов до 300 г/дм<sup>3</sup> компаунд за 28 суток не набирает необходимую прочность. При цементировании концентратов НАО с минерализацией 300 г/дм<sup>3</sup> набор необходимой прочности обеспечивается только новым составом.

Определено, что при цементировании САО с минерализацией 300 и 450 г/дм<sup>3</sup> оба состава (базовый и новый) обладают близкими показателями химической устойчивости. Для <sup>137</sup>Cs интегральная скорость выщелачивания за 90 суток в обоих случаях составляла около  $3,0 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), а для суммы бета-излучающих нуклидов – от  $4,3 \cdot 10^{-5}$  до  $8,2 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут).

Показано, что при одинаковой степени включения РАО в компаунд, плотность образцов с новым составом в среднем составляет 1,7 г/см<sup>3</sup>, а для образцов с базовым составом - 1,5 г/см<sup>3</sup>. Увеличение плотности компаунда при прочих равных характеристиках приведет к сокращению объемов хранения ТРО, а, следовательно, к снижению платежей на захоронение.

## РАЗРАБОТКА СПОСОБА ИММОБИЛИЗАЦИИ ОСАДКОВ С ВЫСОКИМ СОДЕРЖАНИЕМ ДОЛГОЖИВУЩИХ АЛЬФА- ИЗЛУЧАЮЩИХ НУКЛИДОВ

О.М. Слюнчев, М.А. Семенов, С.А. Лукин

*ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)*

На опытной установке очистки альфа-содержащих ЖРО, проведена переработка реальных альфа-содержащих отходов и наработан концентрат с сухим остатком около 50 г/л. Проведена сушка концентрата альфа-содержащих РАО с получением сухого материала. Удельная активность альфа-излучающих нуклидов в материале составила около  $1,2 \cdot 10^8$  Бк/г (3 Ки/кг), что соответствует уровню высокоактивных отходов.

Для кондиционирования РАО предложен способ инкапсуляции. Инкапсуляцию альфа-содержащих РАО в стекломатрицу проводили в два этапа. На первом изготавливали стеклогранулы из смеси сухого материала альфа-содержащих отходов и стеклофритты. На втором этапе несколько стеклогранул переплавляли в образец цилиндрической формы. Изготовление стеклогранул и их сплавление проводили в тиглях из стеклоуглерода на установке индукционного нагрева.

В результате инкапсуляции получен стеклоподобный компаунд с содержанием сухого концентрата от 25 % масс. до 50 % масс. с удельной активностью альфа-излучающих нуклидов от  $3 \cdot 10^7$  Бк/г (0,8 Ки/кг) до  $6 \cdot 10^7$  Бк/г (1,6 Ки/кг). По уровню удельной активности полученные образцы стекломатрицы относятся к ВАО.

Проведено тестирование образцов стекломатрицы на химическую стойкость. Наиболее оптимальные характеристики по критерию «степень включения-химическая стойкость» показали образцы с 40 % масс. включением сухого альфа-содержащего концентрата. Степень выщелачивания альфа-излучающих нуклидов из образцов за 28 суток не превысила 0,015 %, а интегральная скорость выщелачивания в пересчете на 28 суток изменялась от  $1 \cdot 10^{-6}$  до  $2 \cdot 10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут).



**ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ  
ГАММА-РАДИОЛИЗА ДИАМИДОВ N-ГЕТЕРОЦИКЛИЧЕСКИХ  
КИСЛОТ**

**А.А. Смирнова, П.И. Матвеев, А.А. Митрофанов, С.С. Жохов,  
В.Г. Петров, Ю.А. Устынюк, С.Н. Калмыков**

*МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва,  
smirnova.anastasia2304@gmail.com*

Одним из основных методов выделения и разделения радионуклидов в радиохимической технологии является жидкостная экстракция. При создании новых экстрагентов необходимо учитывать влияние радиолиза на экстрагенты виду высокой активности растворов. Проведение модельных экспериментов по исследованию радиолиза требует длительного времени и не всегда возможно в лабораторных условиях или на промышленных объектах. В связи с этим важной задачей является построение *in silico* теоретической модели, позволяющей предсказывать радиолитическую устойчивость экстрагентов.

Целью данной работы является теоретическое и экспериментальное изучение устойчивости к гамма-облучению растворов серии лигандов, перспективных для переработки ВАО. Экспериментально исследовано изменение экстракционной способности экстрагентов по отношению к Am(III) и Eu(III) после облучения до поглощенных доз порядка 100кГр. Состав продуктов радиолиза устанавливался методом масс-спектрометрии с ионизацией электрораспылением. Теоретическая часть работы связана с квантово-химическими расчетами и направлена на изучение механизма радиолитической дегградации. Расчеты проведены методом DFT (D3-B3LYP, MA-def2-TZVPP уровень теории).

Были рассчитаны индексы Фукуи, которые отражают реакционную способность соединений по отношению к разным типам реакций, а также порядки связей по Майеру, которые используются для оценки наиболее слабых химических связей в экстрагентах. Было показано [Matveev и др., 2017], что на качественном уровне такой подход может предсказывать направления реакции деструкции лиганда и возможные продукты радиолиза.

[1]. Matveev P.I. и др. Testing a simple approach for theoretical evaluation of radiolysis products in extraction systems. A case of N,O-donor ligands for Am/Eu separation // RSC Adv. 2017.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках проекта №18-33-00616\18 мол\_a.

**ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ КОМИТЕТА МАГАТЭ ПО НОРМАМ  
БЕЗОПАСНОСТИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ  
В ЦИКЛЕ 2014-2017 ГОДОВ**

**А.И. Соболев**

*ФГУП «РосРАО», Москва, [sobolev@rosrao.ru](mailto:sobolev@rosrao.ru)*

Создание единой государственной системы обращения с РАО необходимо для решения масштабной задачи обеспечения безопасности и экономической эффективности на завершающей стадии жизненного цикла объектов использования атомной энергии. В настоящее время положения Федерального закона №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» наполняются нормативными актами РФ, которые гармонизированы с рекомендациями МАГАТЭ.

МАГАТЭ постоянно совершенствует набор стандартов безопасности по обращению с РАО, которые отражают международный консенсус в части обоснования критериев безопасности для защиты человека и охраны окружающей среды от воздействия ионизирующего излучения. Серия Норм безопасности МАГАТЭ включает документы трех категорий: основы безопасности (основополагающие цели, принципы безопасности и защиты); требования безопасности; руководства по безопасности (содержат рекомендации и разъяснения).

Подготовку нормативной базы МАГАТЭ ведут Комитеты по нормам безопасности: ядерная безопасность (NUSSC), радиационная безопасность (RASSC), безопасность радиоактивных отходов (WASSC), безопасность транспортировки радиоактивных материалов (TRANSCK), аварийная готовность и реагирование (EPReSC), а также Комиссия по нормам безопасности (CSS), осуществляющая общий надзор нормотворческой деятельности.

В Комитете по нормам безопасности РАО в цикле 2014 – 2017 годов работали представители 51 государства, а также 11 международных организаций, включая научный комитет ООН по действию атомной радиации и международную комиссию по радиологической защите.

Комитетом рассмотрены и одобрены 15 Руководств по безопасности от DS403 «Вывод из эксплуатации медицинских, промышленных и исследовательских установок» до DS512 «Хранилища скважинного типа для радиоактивных отходов». На заседаниях Комитета заслушаны 14 докладов о национальном опыте, проведено обсуждение стратегических вопросов по совершенствованию деятельности МАГАТЭ.

## ВЛИЯНИЕ ВОДОРАСТВОРИМЫХ ПРОИЗВОДНЫХ ПИРАЗИНА НА РАЗДЕЛЕНИЕ Am(III), Cm(III) И Eu(III)

**И.А. Согласов<sup>1)</sup>, П.И. Матвеев<sup>1)</sup>, Г.В. Лавров<sup>2)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>,  
Н.А. Устнынюк<sup>2)</sup>, Ю.А. Устнынюк<sup>1)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, химический факультет, г. Москва,  
*is-3594@yandex.ru*

<sup>2)</sup> – ИНЭОС РАН им. А.Н. Несмеянова

Разделение трехвалентных лантаноидов и актинидов является сложной химической задачей ввиду близости их химических свойств. Такая задача возникает при переработке отработанного ядерного топлива и при выделении чистых лантаноидов. Основным способом разделения в обоих случаях является жидкостная экстракция. Для увеличения эффективности разделения в водную фазу предлагается добавлять комплексон, селективно связывающий менее экстрагируемый компонент. Водорастворимые амиды N-гетероциклических кислот являются перспективными An-селективными комплексонами, поскольку их органорастворимые аналоги демонстрируют высокую селективность к актинидам – коэффициент разделения SF(Am/Eu) достигает 60-70.

Целью данной работы был синтез новых водорастворимых лигандов на основе пиразинтетракарбоновой и гексаазотрифениленгексакарбоновой кислот (Рис. 1-4) и установление их влияния на эффективность разделения Am(III), Cm(III) и лантаноидов(III) методом жидкостной экстракции.

Наибольшую растворимость в воде продемонстрировала пиразинтетракарбоновая кислота –  $>0,1$  М, наименьшую **В1** – порядка  $10^{-4}$  М. Тем не менее, именно комплексон **В1** показал наибольшее увеличение селективности. Его введение в систему с 0,25 М ТОФО приводило к 15-кратному росту селективности экстракции от SF(Eu/Am) = 1,1 до SF(Eu/Am) = 16 при pH = 2.

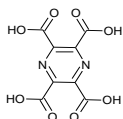


Рис. 1. Пиразинтетракарбоновая кислота (A1).

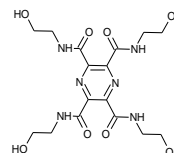


Рис. 2. Моноэтаноламид пиразинтетракарбоновой кислоты (A2).

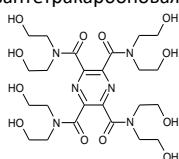


Рис. 3. Диэтаноламид пиразинтетракарбоновой кислоты (A3).

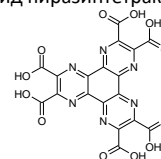


Рис. 4. Гексаазотрифениленгексакарбоновая кислота (B1)

**ВЛИЯНИЕ РАСТВОРИТЕЛЯ НА ЭКСТРАКЦИОННЫЕ СИСТЕМЫ  
ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ Am(III)/Eu(III) НА ОСНОВЕ ДИАМИДОВ  
1,10-ФЕНАНТРОЛИН ДИКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ**

**Е.А. Спиридонов<sup>1)</sup>, П.И. Матвеев<sup>1)</sup>, А.А. Митрофанов<sup>1)</sup>, А.А. Ширяев<sup>2)</sup>,  
В.Г. Петров<sup>1)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, [sedris180@gmail.com](mailto:sedris180@gmail.com)

<sup>2)</sup> – ИФХЭ РАН

Основной проблемой современной ядерной энергетики является накопление высокоактивных ядерных отходов (ВАО) после переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ). В долгосрочной перспективе основной клад в радиоактивность ВАО вносят изотопы америция. Отделение америция и его дожигание в реакторе на быстрых нейтронах позволяет уменьшить радиоактивность ВАО. Основным технологическим способом отделения америция является жидкостная экстракция, но на данный момент не существует экстракционной системы, удовлетворяющей всем технологическим требованиям для его отделения, поэтому исследование новых экстрагентов является актуальной задачей. Одним из основных параметров разделения является – коэффициент разделения пары актинид/лантанид, определяемый органической фазой – экстрагентом и растворителем.

Целью данной работы являлось установление термодинамических параметров экстракции Am(III) и Eu(III) растворами лигандов Дур-7, PhenCN и PhenCl в растворителях: 1,2-дихлорэтан, октанол, нитробензол, толуол. Экстракция проводилась при концентрации лигандов 0,05 моль/л, водная фаза содержала индикаторные количества америция-241 и европия-152 и 3 моль/л азотную кислоту. Термодинамические параметры были извлечены из зависимости логарифма константы экстракции от обратной температуры. Также методом малоуглового рентгеновского рассеяния (МУРР) были исследованы органические растворы при концентрации 0,05 и 0,1 моль/л лигандов.

В результате для всех лигандов было показано падение экстракционной эффективности и коэффициента разделения с ростом температуры во всех растворителях. Также было показано образование димеров в растворе толуола и отсутствие их в 1,2-дихлорэтаноле. Дополнительно были рассчитаны теоретические энергии сольватации, согласующиеся с экспериментальными данными.

**ВОПРОСЫ ВЗРЫВОПОЖАРОБЕЗОПАСНОСТИ  
ГОЛОВНЫХ ОПЕРАЦИЙ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ  
УРАН-ЦИРКОНИЕВОГО ТОПЛИВА**

**Н.П. Старовойтов, В.А. Дудкин, В.А. Казаков, Р.Э. Абдулвагидов**

***ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск Челябинской области, cpl@po-mayak.ru***

Радиохимические производства являются потенциально опасными в связи с возможностью возникновения пожаров или взрывов. В связи с этим проблемы безопасности в деятельности таких производств являются ключевыми.

В настоящее время на заводе РТ-1 резку ОТВС, содержащих пирофорные материалы с топливной композицией из уран-циркониевого сплава, выполняют в атмосфере азота с объёмной концентрацией кислорода не более 2,5 %. Защитную атмосферу устанавливают для исключения возникновения и распространения пламени по частицам уран-циркониевого топлива в рабочем объёме агрегата резки и аппарата-растворителя до окончания загрузки топлива. Поддержание заданной объёмной концентрации кислорода в инертной атмосфере всегда затратное мероприятие.

Цель работы – обеспечение взрывопожаробезопасности процесса рубки и растворения топлива в азотно-фторидных растворах.

Специалистами ФГУП «ПО «МАЯК» был смоделирован процесс рубки-резки в инертной атмосфере с последующим нагревом полученных образцов на STA 449 F3 Jupiter, а также проведены исследования процессов окисления в атмосфере азота с объёмной концентрацией кислорода не более 4 % с целью обоснования взрывопожаробезопасности данного процесса. Получена экспериментальная зависимость температуры самовоспламенения от размеров частиц образцов в атмосфере азота.

С целью корректного расчёта параметров взрывопожаробезопасности технологического процесса определили общую скорость газовыделения, а также скорость выделения взрывоопасного газа – водорода, в наиболее неблагоприятных условиях, а именно, растворением уран-циркониевого сплава в присутствии комплексообразователя – фторид-иона.

Полученные экспериментальные результаты, свидетельствуют, что применяемые в настоящее время методы оценки показателей пожарной опасности на ФГУП «ПО «Маяк» позволяют оценивать безопасность регламентных условий проведения технологического процесса, оптимизировать условия проведения технологических операций, минимизировать возможность возникновения взрыво- или пожароопасных ситуаций.

## ОПЫТ РАДИЕВОГО ИНСТИТУТА ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ ГОРЯЧЕГО ИЗОСТАТИЧЕСКОГО ПРЕССОВАНИЯ ДЛЯ ИЗОЛЯЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**В.А. Старченко<sup>1)</sup>, Ю.А. Похитонов<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *ООО ПК ПВП «Деймос ЛТД», Санкт Петербург, daymos242@bk.ru*

<sup>2)</sup> – *АО Радиевый институт, Санкт Петербург, урокh@khlopin.ru*

*Когда очевидцы молчат, рождаются легенды. (И. Эренбург)*

В основе концепции обращения с РАО лежит принцип мультибарьерной защиты, в соответствии с которым изоляция радионуклидов обеспечивается системой инженерных и естественных (природных) барьеров. Среди технологий, обеспечивающих консолидацию и иммобилизацию исходного материала для синтеза изделий с заданными свойствами, перспективным оказалось использование горячего изостатического прессования (ГИП).

Цель доклада - обзор работ по методу ГИП, выполненных в 80-90-х гг. в Радиевом институте. Эксперименты проводились на установках, размещенных в “горячих” камерах радиохимического корпуса (г. Гатчина). Оборудование было спроектировано и изготовлено в Харьковском физико-техническом институте. Установка ГАУС-4/125035 обеспечивала максимальное рабочее давление 400 МПа, и температуру прессования до 1250°C. Главное внимание в работах было уделено применению метода ГИП для иммобилизации РАО, в частности созданию защитных матриц из специально разработанной керамики. В качестве исходного материала для синтеза использовали порошки оксидов, полученные плазмохимическим способом. Скорость выщелачивания из полученных образцов элементов ВАО (имитаторов) составила  $(0,5 - 1,5) \cdot 10^{-9}$  г/см<sup>2</sup> сутки. Помимо исследований по синтезу аналогов природных минералов, был выполнен комплекс работ по поиску устойчивых форм для иммобилизации <sup>129</sup>I. Средняя скорость выщелачивания иода для образцов с 50%-ным содержанием меди составила  $1,68 \cdot 10^{-8}$  г/см<sup>2</sup>\*сут, а для образцов с 30%-ным содержанием меди -  $6,33 \cdot 10^{-8}$  г/см<sup>2</sup>\*сут. Результаты работы планировалось использовать для иммобилизации ВАО на заводе РТ-2. Причины прекращения работ в этом направлении (как и сворачивание многих других важных программ в радиохимии) не нуждаются в комментариях.

Другой подход к использованию ГИП касается выбора композиций и условий для иммобилизации ОЯТ, которое, по тем или иным причинам не может быть переработано на действующих заводах или их переработка не является экономически целесообразной. Временное хранение такого топлива в контейнерах не обеспечивает условий безопасности на срок сотен и тысяч лет. Поставленная цель достигается путем включения ТВС или отдельных твэлов в высокоустойчивые минералоподобные матрицы, что обеспечивает надежную изоляцию радионуклидов от окружающей среды.

Знание и использование накопленного опыта является обязательным условием достижения хороших результатов при планировании любых новых исследований. Авторы не претендуют на отсутствие в докладе спорных положений, но надеются, что представленные материалы будут внимательно проанализированы и учтены при подготовке планов будущих работ по использованию ГИП – технологии.

## ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИОНУКЛИДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ГРАФИТА РЕАКТОРА РФТ В ПРОЦЕССЕ ЕГО ДЕМОНТАЖА

А.В. Степанов, Ю.Н. Сими́рский, И.А. Се́мин, А.Г. Волкови́ч.

*НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, alexstepanov@lenta.ru*

Технический пуск экспериментального водоохлаждаемого уран-графитового реактора (РФТ) мощностью 20 МВт был осуществлен в НИЦ «Курчатовский институт» в 1952г. Во время работы реактора имели место несколько аварий, в результате которых произошло загрязнение графитовых блоков компонентами топлива и продуктами деления. После 10 лет работы реактор был остановлен. Топливо было выгружено и реактор частично демонтирован. Графитовая кладка реактора (цилиндр высотой 380 см и диаметром 260 см) была изолирована. Суммарный вес графитовых блоков составлял около 34т.

Работы по демонтажу реактора РФТ были начаты в 2015г. В процессе выгрузки графитовых блоков, были отобраны образцы из разных слоев кладки для дальнейшего определения загрязнения графитовых блоков компонентами ядерного топлива и продуктами деления. Концентрации радионуклидов урана и плутония в образцах определяли по альфа-спектрам мишеней, полученных электрохимическим методом после выделения путем экстракции 30% -ным раствором ТБФ в толуоле [1].

Загрязнение графита радионуклидами  $^{14}\text{C}$  и  $^3\text{H}$  определяли методом окисления графита в токе кислорода при 850-900 °С. Концентрации  $^{14}\text{C}$  и  $^3\text{H}$  в графите, за исключением активной зоны реактора, незначительны. В активной зоне они увеличиваются более чем на 2 порядка, достигая значений  $10^7$  Бк/кг, что согласуется с их активационной природой.

Установлено, что распределение топливных компонентов и продуктов деления в графитовой кладке практически однородно. Радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  являются основными загрязнителями графитовой кладки.

[1]. А.В.Степанов, Ю.Н.Сими́рский, И.А.Се́мин, и А.Г.Волкови́ч. Экспресс метод анализа радиоактивных отходов на присутствие компонентов топливной матрицы.» // Радиохимия, 2016, . № 3, с. 261-263.

## ИМИТАЦИЯ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА Cs ДО Ba В ОСТЕКЛОВАННЫХ ФОРМАХ РАО

С.В. Стефановский<sup>1)</sup>, И.Л. Прусаков<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина  
Российской академии наук (ИФХЭ РАН), г. Москва, Россия*

*E-mail: serge.stefanovsky@yandex.com*

<sup>2)</sup> – *РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, Россия, E-mail: rc-jka@mail.ru*

Остекловывание является наиболее распространенным промышленным способом обращения с высокоактивными отходами (ВАО) от переработки отработанного ядерного топлива. В России, наряду с боросиликатными стеклами для иммобилизации ВАО, также нашли применение и алюмофосфатные. Установлено, что такие стекла способны включать большее количество поливалентных переходных элементов, чем боросиликатные, но более склонны к кристаллизации.

В ВАО важнейшими из продуктов деления урана являются изотопы цезия, переходящие в стекло. Кроме того, стекла с цезием могут применяться в качестве источников ионизирующего излучения (ИИИ).

С целью изучения влияния распада изотопов цезия с течением времени до бария на фазовый состав, структуру и свойства стекла были синтезированы 11 составов натрий алюмо-железо фосфатных стекол с эквивалентной заменой цезия на барий. Варка стекол осуществлялась в кварцевых тиглях в электропечи с выдержкой 40 мин при температуре 1180°C. Закаленные образцы получали путем отливки расплава на металлическую пластину, а отожженные – охлаждением в отключенной печи. Полученные образцы исследовали на рентгеновском дифрактометре EMPYREAN (CuK<sub>α</sub> излучение, Ni фильтр) и ИК-спектрофотометре Shimadzu IR Prestige 21, скорость выщелачивания катионов изучали по методике РСТ.

Все закаленные и отожженные стекла рентгеноаморфны и не имеют кристаллических включений, что является положительным признаком при условии длительного хранения остеклованных отходов.

Анализ ИК-спектров показывает, что принципиальных различий в спектрах разных образцов не наблюдается, следовательно, стекла имеют схожую структурную сетку, и она заметно не меняется при эквивалентной замене Cs на Ba, как это имеет место при радиоактивном распаде.

Скорость выщелачивания катионов цезия несколько снижается при уменьшении содержания оксида цезия в стекле и при максимальном содержании оксида цезия (21,7 масс.%) составляет  $2,2 \cdot 10^{-5}$  г/см<sup>2</sup> сут. Скорость выщелачивания бария мало изменяется при возрастании содержания ВАО.



## ВЛИЯНИЕ КОНЦЕНТРАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА СВОЙСТВА НАТРИЙБОРОСИЛИКАТНЫХ СТЕКОЛ ДЛЯ ИХ ИММОБИЛИЗАЦИИ

С.В. Стефановский<sup>1)</sup>, М.В. Скворцов<sup>1,2)</sup>, О.И. Стефановская<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина Российской академии наук (ИФХЭ РАН).  
Россия, Москва [serge.stefanovsky@yandex.com](mailto:serge.stefanovsky@yandex.com)

<sup>2)</sup> – РХТУ им. Д.И. Менделеева Россия, Москва [shtak@inbox.ru](mailto:shtak@inbox.ru)

Боросиликатные стекла во всем мире являются перспективной матрицей для иммобилизации средне- и высокоактивных отходов (ВАО) В связи с этим разрабатываются составы стекол, отвечающие ряду требований [1]. Упрощенные составы ВАО (в пересчете на оксиды, масс.%): Cs<sub>2</sub>O – 8,14; BaO – 5,64; SrO – 3,63; Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> – 1,7; ZrO<sub>2</sub> – 8,23; Mo<sub>2</sub>O<sub>3</sub> – 1,25; RuO<sub>2</sub> – 6,2; REE<sub>2</sub>O<sub>3</sub> – 34,54 (Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>); NiO – 0,5; Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> – 1,1; Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub> – 3,13; Na<sub>2</sub>O – 14,64. (в скобках – оксиды-имитаторы ВАО). Составы стекол с имитаторами ВАО (в масс. %): (1) ВАО–20; В<sub>2</sub>O<sub>3</sub> – 19,6; SiO<sub>2</sub>–44; К<sub>2</sub>O – 10; Na<sub>2</sub>O – 6,4. (2) ВАО–25; В<sub>2</sub>O<sub>3</sub>–18,375; SiO<sub>2</sub> – 41,25; К<sub>2</sub>O–9,375; Na<sub>2</sub>O – 6. (3) ВАО – 30; В<sub>2</sub>O<sub>3</sub> – 17,15; SiO<sub>2</sub> – 38,5; К<sub>2</sub>O – 8,75; Na<sub>2</sub>O – 5,6. (4) ВАО – 35; В<sub>2</sub>O<sub>3</sub> – 15,925; SiO<sub>2</sub> – 35,75; К<sub>2</sub>O – 8,125; Na<sub>2</sub>O – 5,2.

Стекла варили при температуре 1200 °С и выдерживали 1 ч, затем часть каждого расплава выливали на металлический лист (закалка), остальное охлаждали в тиглях в остывающей печи (отжиг). По данным рентгенофазового анализа полученные закалкой и отжигом образцы были подвержены частичной кристаллизации. На поверхности и в объеме найдены 2 кристаллические фазы: бадделеит (ZrO<sub>2</sub>) и кварц (SiO<sub>2</sub>). Бадделеит является продуктом кальцинации ВАО, а кварц – продуктом неполного растворения кремнезема в боросиликатном расплаве.

По данным ИК спектроскопии при увеличении содержания имитатора ВАО от 20 до 35 масс.% максимумы полос поглощения в диапазонах 850-1250 см<sup>-1</sup> и 700-800 см<sup>-1</sup> незначительно смещаются в сторону меньших волновых чисел, демонстрируя повышение доли тетраэдров SiO<sub>4</sub> с меньшим числом мостиковых ионов кислорода, что указывает на общее понижение степени связности структурной сетки стекла.

Скорости выщелачивания ионов натрия, определенные по ГОСТ Р 52126-2003, составляют (5÷15)·10<sup>-6</sup> г/(см<sup>2</sup>сут) для стекол с 20-30 масс.% оксидов ВАО и (3÷6)·10<sup>-5</sup> г/(см<sup>2</sup>сут) для стекол с более 30 масс.% оксидов ВАО.

### Литература

[1]. S.V. Stefanovsky, S.V. Yudintsev, R. Giere, G.R. Lumpkin. Nuclear Waste Forms // Energy, Waste and the Environment: a Geological Perspective. Geological Society, London. 2004. V.236. p. 37-63.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТОЧКИ НУЛЕВОГО ЗАРЯДА ПОВЕРХНОСТИ  
БЕНТОНИТОВ С ЦЕЛЬЮ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ  
ЭФФЕКТИВНОСТИ СОРБЦИИ ЦЕЗИЯ**

**Е.А. Тюпина<sup>1,2)</sup>, А.В. Прядко<sup>1)</sup>, С.И. Слепцова<sup>1)</sup>, М.А. Богородская<sup>1)</sup>,  
В.В. Крупская<sup>3,4)</sup>**

<sup>1)</sup> – РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, E-mail: tk1972@mail.ru

<sup>2)</sup> – НИЯУ «МИФИ», г. Москва

<sup>3)</sup> – ИГЕМ РАН, г. Москва, krupskaya@ruclay.com

<sup>4)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, г. Москва

Одним из материалов, обеспечивающим безопасное и надежное длительное хранение РАО, является бентонит (бентонитовая глина), который обладает высокими гидроизолирующими и сорбционными свойствами по отношению к большинству радионуклидов, что обуславливает его надежные изоляционные свойства.

В данной работе были проведены исследования влияния заряда поверхности и величины рН на сорбцию Cs-137 природными бентонитовыми глинами различных месторождений РФ и стран СНГ, которые, при близком содержании полезного компонента монтмориллонита, довольно сильно отличаются по своим физико-химическим свойствам [1]. Результаты работы позволили установить, что все исследуемые бентониты имеют разные значения точки нулевого заряда рН<sub>ТНЗ</sub> (от 3-х до 6-ти), за исключением месторождений 10-й Хутор и Зырянское, у которых это значение одинаковое.

Максимальная величина коэффициента очистки (степени извлечения радионуклида) наблюдается при значении рН соответствующего точке нулевого заряда, которое убывает в следующем ряду месторождений: Зырянское > Дашковское > Динозавровое и 10-й Хутор.

Таким образом, зная точку нулевого заряда, можно заранее и без проведения сорбционных экспериментов рекомендовать бентонит определенного месторождения для изоляции цезий-содержащих радиоактивных отходов, имеющих разное значение рН.

*Работа выполнена при финансовой поддержке проекта РНФ № 16-17-10270.*

[1]. Krupskaya, V., Zakusin, S., Tyupina, E., Dorzhieva, O., Zhukhlistov, A., Belousov, P., & Timofeeva, M. (2017). Experimental Study of Montmorillonite Structure and Transformation of Its Properties under Treatment with Inorganic Acid Solutions. *Minerals*, 7(4), 49. <https://doi.org/10.3390/min7040049>

## ОЦЕНКА НАДЕЖНОСТИ ФИКСАЦИИ КРИТИЧНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В КЕРАМИЧЕСКИХ МАТРИЦАХ

В.И. Цветков, А.Ф. Нечаев

*Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет), Санкт-Петербург, [tsvictory@mail.ru](mailto:tsvictory@mail.ru)*

Исследования новых материалов, альтернативных стеклу и обеспечивающих надежную фиксацию радиоактивных отходов (РАО) в процессе их длительного хранения, проводятся сравнительно давно. Это обусловлено тем, что стекла термодинамически нестабильны и способны к девитрификации. Перспективными материалами, лишенными этого недостатка, считаются искусственные минералы. Данные по диффузии радионуклидов в этих матрицах ограничены. Между тем, диффузия может играть важную, а иногда и определяющую роль в процессе обеспечения надежности фиксации радиоактивных веществ при их длительном хранении и/или захоронении. В этой связи, целью настоящей работы было изучение диффузии критичных радионуклидов ( $^{22}\text{Na}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{241}\text{Am}$ ) в многокомпонентных керамических материалах.

Методом интегральной остаточной активности определены коэффициенты диффузии и энергии активации диффузии радионуклидов в цирконолитовых керамиках, полученных методом индукционного плавления в “холодном тигле” (ИПХТ), в керамиках типа СИНРОК-С, полученных методом горячего прессования (ГП) и ИПХТ, в керамике из Ливерморской национальной лаборатории имени Лоуренса (США), синтезированной методом холодного прессования и спекания, а также в хромсодержащей сфеновой стеклокерамике, полученной методом ИПХТ.

Установлено, что в температурном интервале 573-923 К наиболее подвижным является радионуклид  $^{22}\text{Na}$ , а наименее подвижным  $^{241}\text{Am}$ . Различия между коэффициентами диффузии составляют 4-5 порядков величины.

В общем случае величины коэффициентов диффузии исследованных радионуклидов в керамике зависят как от способа изготовления (ГП, ХП или ИПХТ), так и от исходных компонентов шихты при использовании одного и того же метода синтеза керамики.

Отрицательные значения энтропий активации диффузии  $^{22}\text{Na}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{241}\text{Am}$  в керамиках позволяют считать, что массоперенос радионуклидов в них происходит не по вакансионному, а по межузельному механизму и, возможно, частично по облегченным путям миграции (границам зерен, поверхностям пор, микро- и макротрещин).

**МОНОКРИСТАЛЛЫ И КЕРАМИКИ МОНАЦИТА С ПРИМЕСЬЮ  
 $^{238}\text{Pu}$  – ОСОБЕННОСТИ ПОВЕДЕНИЯ ПРИ БОЛЬШИХ ДОЗАХ  
САМООБЛУЧЕНИЯ**

**А.А. Ширяев<sup>1,2)</sup>, Б.Е. Бураков<sup>3)</sup>, В.О. Япаскурт<sup>3)</sup>, А.А. Аверин<sup>1)</sup>,  
М.С. Никольский<sup>1)</sup>, М.С. Григорьев<sup>1)</sup>, И.Э. Власова<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *ИФХЭ РАН, Москва, shiryayev@phycs.ac.ru*

<sup>2)</sup> – *МГУ, Москва*

<sup>3)</sup> – *АО «Радиевый Институт им. В.Г.Хлопина», СПб*

Фосфаты редкоземельных элементов со структурой монацита (общая формула  $\text{REPO}_4$ ) часто рассматриваются как перспективные матрицы для иммобилизации актинидов. Причиной такого интереса является высокая изоморфная емкость монацитов по отношению к актинидам и низкие температуры «залечивания» радиационных дефектов, что резко снижает вероятность аморфизации при самооблучении. Многочисленные исследования синтетических РЗЭ монацитов с примесью Pu подтвердили высокую радиационную стойкость, хотя чисто плутониевый монацит  $\text{PuPO}_4$ , а также пластинки  $\text{CePO}_4$  микронной толщины аморфизуются за сравнительно короткое время. Оптимальная концентрация плутония в монаците остается неизвестной.

В настоящей работе представлены результаты исследования Eu/La монацитов, содержащих до 5-8 масс%  $^{238}\text{Pu}$  на временных интервалах до 15 лет. Показано, что при хранении образцов на воздухе структурные изменения невелики: даже через 15 лет после синтеза образцы остаются монокристаллическими (данные рентгеновской дифракции) с довольно совершенной структурой (данные рамановской спектроскопии). Таким образом, несмотря на высокие уровни самооблучения, структура монацита не аморфизуется. Однако на поверхности образцов отмечается активное образование вторичных фаз и растрескивание. Морфология и структурные параметры отслаивающихся микронных и субмикронных частиц в ряде случаев указывает на трансформацию монацита в рабдофаноподобные (гидратированные фосфаты) структуры, радиационная и химическая устойчивость которых существенно уступает монациту.

Таким образом, показано, что возможность использования монацитоподобных материалов для иммобилизации актинидов остается открытым вопросом. Для корректной оценки их стабильности требуется проведение не только исследований по выщелачиванию, но и детальное понимание эволюции механических свойств.

## ИЗВЛЕЧЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ СТРОНЦИЯ ИЗ ЖРО РАЗЛИЧНЫМИ КОМПОЗИЦИОННЫМИ СОРБЕНТАМИ

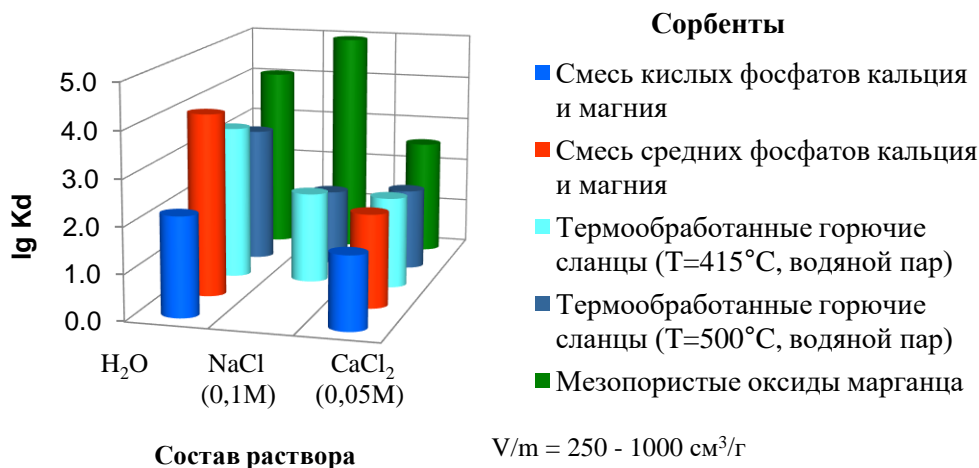
А.Н. Щebleцова<sup>1)</sup>, А.В. Радкевич<sup>1)</sup>, В.В. Торопова<sup>1)</sup>, А.И. Иванец<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – Научное учреждение «ОИЭЯИ – Сосны», г. Минск, ireplab06@mail.ru

<sup>2)</sup> – Институт общей и неорганической химии НАН Беларуси,  
г. Минск

Разработка высокоэффективных способов переработки содержащих радионуклиды стронция ЖРО, которые образуются при эксплуатации АЭС и на радиохимических производствах, является важной задачей. Одно из перспективных направлений – создание новых композиционных сорбентов на основе природных материалов.

В Объединенном институте энергетических и ядерных исследований – Сосны и Институте общей и неорганической химии НАН Беларуси были разработаны сорбционные материалы на основе продуктов переработки горючих сланцев, фосфатированных доломитов и оксидов марганца и определены их характеристики при извлечении радионуклида <sup>85</sup>Sr из растворов различного состава.



Полученные результаты показывают, что значения коэффициентов распределения при сорбции радионуклидов стронция из растворов природными сорбентами на основе горючих сланцев и фосфатированного доломита сопоставимы с данными для синтетических сорбентов на основе оксидов марганца. Наибольшую сравнительную эффективность природные сорбенты продемонстрировали для растворов содержащих конкурирующий ион кальция, что позволяет их рассматривать в качестве перспективных доступных материалов для использования при переработке ЖРО.

**ПРЕОБРАЗОВАНИЕ ГЛИНИСТЫХ МИНЕРАЛОВ В  
ТЕХНОГЕННЫХ ПРОЦЕССАХ, СВЯЗАННЫХ С ЗАХОРОНЕНИЕМ  
РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

**В.В. Крупская<sup>1,2)</sup>, С.В. Закусин<sup>1,2)</sup>, О.В. Доржиева<sup>1,3)</sup>, М.С. Чернов<sup>2)</sup>,  
А.Е. Богуславский<sup>4)</sup>, О.В. Шемелина<sup>4)</sup>, А.А. Зубков<sup>5)</sup>**

<sup>1)</sup> – ИГЕМ РАН, г. Москва, E-mail: *krupskaya@ruclay.com*,

<sup>2)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, г. Москва,

<sup>3)</sup> – ГИН РАН, г. Москва,

<sup>4)</sup> – ИГМ СО РАН, г. Новосибирск,

<sup>5)</sup> – АО «СХК», г. Северск

Глинистые минералы развиваются в различных системах под воздействием геологических, биологических или техногенных процессов. Наиболее реакционными по отношению к вмещающей геологической среде, являются техногенные и биохимические процессы, способные за достаточно короткое время привести к преобразованию состава и строения пород, к возникновению минеральных, в первую очередь глинистых, новообразований. Изоляция радиоактивных отходов является сложной технологической задачей. В данной работе рассмотрены результаты воздействия кислых и щелочных растворов сопровождающие захоронение радиоактивных отходов. Воздействие кислых растворов рассмотрены на примере ЖРО при их изоляции в глубоко залегающие пески-коллекторы на полигоне «Северский» ФГУП НО РАО, щелочные растворы – на примере ТРО цементных пульпах на полигоне Ангарского электролизного химического комбината.

Было выявлено, что в зависимости от состава техногенных отходов и свойств геологической среды в условиях захоронений высокотоксичных отходов, таких как радиоактивных отходы, могут формироваться разные глинистые минералы, которые будут оказывать влияние на безопасность хранилища, что необходимо учитывать при прогнозных оценках. При воздействии кислых ЖРО в песках-коллекторах синтезировался «техногенный смектит», в то время как в песках, находящихся в зоне влияния высокоминерализованных грунтовых вод, промывающих хранилище ТРО АЭХК наблюдается трансформация смектитовых фаз в «техногенный иллит», отличающийся худшими сорбционными и фильтрационными свойствами.

Работы являются актуальными для мониторинга изменения геологической среды в районах изоляции РАО в целом, а также, в частности, при планировании дополнительных инженерных барьеров для усиления надежности захоронения твердых РАО

Исследования поддержаны грантом РФФИ № 17-05-00707.

## **7. ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА**

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ УСТОЙЧИВОСТИ КОМПЛЕКСОВ МЕДИ И ЦИНКА С АЗАКРАУН-ЭФИРАМИ И ИХ КОНЬЮГАТОВ С ТЕТРАПЕПТИДОМ

Г.Ю. Алешин, Л.С. Замуруева, Б.В. Егорова

*Химический факультет МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва,  
gleb.aleshin@gmail.com*

Одной из важнейших задач современной ядерной медицины является разработка радиофармпрепаратов, способных адресно доставлять радионуклид непосредственно к опухолевым клеткам. Для этих целей радионуклид связывают с биологическим вектором. Как правило, такое связывание происходит через образование устойчивого комплекса с помощью хелатных лигандов. В связи с этим одной из приоритетных задач является поиск органических лигандов, способных быстро связывать радионуклиды металлов в устойчивые комплексы. В качестве векторов перспективными для изучения являются малые пептиды, так как они могут быть относительно легко синтезированы, а также проявляют хорошую фармакокинетику, характеризующуюся высокой концентрацией в тканях-мишенях и быстрое выведение из крови и нецелевых тканей, из-за малого размера молекулы.

В рамках данной работы было изучено комплексообразование меди и цинка с лигандами L1 и L2 (рис. 1). Методом потенциометрического титрования определены константы устойчивости комплексов CuL1 ( $\lg\beta=15.6$ ), ZnL1 ( $\lg\beta=8.8$ ), CuL2 ( $\lg\beta=16.8$ ) и ZnL2 ( $\lg\beta=14.9$ ).

Для дальнейшего анализа степени связывания меди и цинка с конъюгатами L1-P1 и L2-P1 были подобраны условия проведения тонкослойной хроматографии комплекса конъюгата DOTA-P1 и  $^{65}\text{Zn}$ . Анализ хроматограмм проводился с помощью метода радиографии.

Работа выполнена при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (грант 18-33-00824 мол\_а).

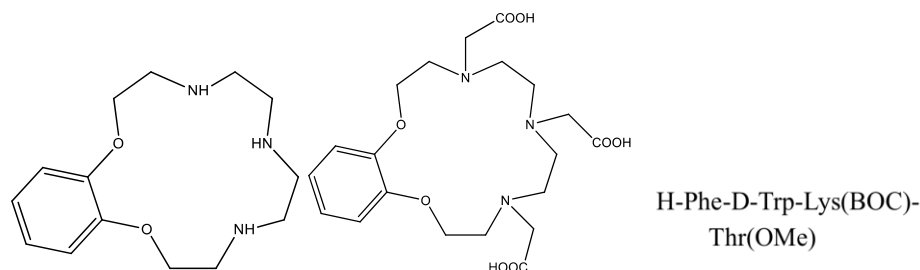


Рис.1. L1 (слева), L2 (в центре) и пептид P1 (справа).



**ПРОИЗВОДСТВО РАДИОНУКЛИДНЫХ ПРЕПАРАТОВ  
ДЛЯ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ В АО «ГНЦ НИИАР»:  
СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ**

**О.И. Андреев**

*АО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград, orip@niiar.ru*

Производство радионуклидных препаратов и источников ионизирующего излучения осуществляется в АО «ГНЦ НИИАР» уже более 40 лет. Основу этого производства составляет уникальная реакторная и технологическая база Института, позволяющая получать широкий спектр радионуклидов с высокой удельной активностью. Для наработки радионуклидов используются 5 исследовательских реакторов, в том числе, один из наиболее высокопоточных в мире – реактор СМ (плотность потока тепловых нейтронов до  $2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ). Выделение целевых радионуклидов из облученных мишеней, их очистка и получение готовых препаратов проводятся в специализированном радиохимическом комплексе, включающем радиационно-защитные камеры и боксы.

В настоящее время в Институте осуществляется производство широкого ассортимента радионуклидных препаратов, значительную долю в котором занимает продукция медицинского назначения. Производятся и поставляются как отечественным, так и зарубежным заказчикам препараты радионуклидов  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{99}\text{Mo}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{125}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{131}\text{Cs}$ ,  $^{177}\text{Lu}$ ,  $^{188}\text{W}$ . Проводятся исследования в обоснование технологии производства препаратов альфа-излучающих нуклидов – продуктов реакторного облучения  $^{226}\text{Ra}$ . В докладе представлен обзор современного состояния производства радионуклидных препаратов медицинского назначения в АО «ГНЦ НИИАР».

**КАТАЛИЗИРУЕМОЕ КОМПЛЕКСАМИ МЕДИ ФТОРИРОВАНИЕ  
АРИЛПИНАКОЛБОРОНАТОВ В ПРИСУТСТВИИ  
4-ДИМЕТИЛАМИНОПИРИДИНИЙ ТРИФЛАТА**

**Д.О. Антуганов<sup>1)</sup>, М.П. Зыков<sup>1)</sup>, К.Ю. Тимофеева<sup>1)</sup>, В.В. Тимофеев<sup>1)</sup>,  
В.В. Орловская<sup>2)</sup>, Р.Н. Красикова<sup>2)</sup>**

*1) – ФГБУ «Национальный Медицинский Исследовательский Центр  
им. В.А. Алмазова», Санкт-Петербург*

*2) – ФГБУН «Институт мозга человека им. Н. П. Бехтеревой» РАН,  
Санкт-Петербург*

Радиофторирование пинаколовых эфиров арилбороновых кислот (ПЭАБК), катализируемое комплексом меди  $\text{Cu}(\text{OTf})_2(\text{Py})_4$ , является одним из перспективных способов введения фтора-18 в электрон-обогащенные арены. Совершенствование этого метода, в частности, процесса сорбции  $^{18}\text{F}$ -фторида на анионообменной смоле с последующим элюированием, является предметом многих исследований. В настоящей работе предложено использовать неводные растворы 4-диметиламинопиридиний трифлата (4ДМПТф), как альтернативу ранее известным методам.

В разработанной нами методике  $^{18}\text{F}]\text{F}^-$  наносили на анионообменный сорбент OASIS Wax 1cc (30 мг), сорбент промывали 1 мл изопропанола и  $^{18}\text{F}$  элюировали раствором 25 мкмоль 4ДМПТф в 0.5 мл N,N-диметилацетамида (ДМАА) в реакционный сосуд, содержащий 5.3 мкмоль  $\text{Cu}(\text{OTf})_2(\text{Py})_4$  и 17.9 мкмоль ПЭАБК в 0.5 мл ДМАА. Радиофторирование проводили в закрытом сосуде (110 °С, 20 мин) в присутствии кислорода воздуха без перемешивания. Радиохимическую конверсию (РХК) определяли методом радио-ТСХ.

Использование 4ДМПТф обеспечивает высокий процент элюирования фтора-18 с сорбента ( $78\pm 1\%$ ) и высокие значения РХК для целого ряда ПЭАБК: 4-бифенилбороновой -  $96\pm 3\%$ ; 3,4-диметоксифенилбороновой -  $94\pm 2\%$ ; 2-метоксифенилбороновой -  $83\pm 4\%$ ; 4-метоксифенилбороновой -  $89\pm 5\%$ . Высокая эффективность радиофторирования (РХК  $91\pm 4\%$ ) достигалась и в случае соответствующего пинаколбороната - предшественника в синтезе ПЭТ радиотрейсера класса аминокислот, D,L-4- $^{18}\text{F}$ ]фторфенилаланила

В итоге, легко синтезируемый 4ДМПТф показал себя как удобный агент для катализируемого комплексами меди процесса фторирования арилпинаколборатов. Предложенный метод простой и удобный для автоматизации, и, главное, позволяет исключить длительную стадию азеотропной отгонки растворителя и сократить время синтеза. Работа проводилась при поддержке РФФИ, проект № 16-54-12062\18.

## ПОЛУЧЕНИЕ ТРЕХОКСИ МОЛИБДЕНА, ОБОГЩЕННОГО МОЛИБДЕНОМ-98, РЕГЕНЕРИРОВАННОГО ИЗ ОТРАБОТАННЫХ ГЕНЕРАТОРОВ ТЕХНЕЦИЯ-99м

У.Т. Ашрапов, С.С. Хужаев

*Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан,  
Ташкент, Республика Узбекистан  
ashrapov@inp.uz, khujaev@inp.uz*

В настоящее время разработка технологии получения Мо-98 из отходов производства генераторов Тс-99м с последующей регенерацией и очисткой  $^{98}\text{MoO}_3$  для возврата в технологический цикл по производству генераторов Тс-99м является актуальной задачей.

Регенерацию  $^{98}\text{MoO}_3$  проводили элюационным методом в динамическом режиме: в колонку загружали  $\text{Al}_2\text{O}_3$  из промышленных отработанных генераторов Тс-99м и через колонку пропускали раствор  $\text{H}_2\text{SO}_4$  (1 моль/л) со скоростью 2,0-2,5 мл/мин.

Очистку регенерированного  $^{98}\text{MoO}_3$  от возможных радионуклидных примесей и остатков  $\text{SO}_4^{2-}$ -ионов проводили на анионите - четвертичное фосфониевое основание (ЧФО) в  $\text{Cl}^-$  форме. Десорбцию  $^{98}\text{Mo}$  из фазы ЧФО проводили в динамическом режиме: в анионообменную колонку загружали ЧФО с молибденом и промывали раствором  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  (1 моль/л), содержащим 0,01-0,05 %  $\text{H}_2\text{O}_2$  и 8-10 % водного раствора  $\text{NH}_3\text{OH}$  со скоростью элюирования  $\sim 1$  мл/мин, при этом  $^{98}\text{Mo}$  вымывали с выходом до 80 %. Затем десорбированный раствор  $^{98}\text{Mo}$  упаривали при температуре  $150^\circ\text{C}$  при добавлении конц.  $\text{HNO}_3$  до выпадения в осадок триоксида молибдена светло-желтого цвета в виде  $\text{H}_2\text{MoO}_4$  ( $^{98}\text{MoO}_3 \cdot \text{H}_2\text{O}$ ), отделяли осадок от водной фазы, промывали водой, высушивали, прокаливали до температуры  $450^\circ\text{C}$  [1].

Методом эмиссионного спектрального анализа было определено, что в регенерированном  $\text{MoO}_3$ , обогащенном  $^{98}\text{Mo}$  массовая доля примесей металлов соответствует требованиям ТУ 95 641-79. При нейтронно-активационном анализе регенерированного  $^{98}\text{MoO}_3$  были получены только гамма-спектры материнского радионуклида Мо-99 с гамма-линиями 180 кэВ, 740 кэВ и 780 кэВ и только гамма-спектр дочернего радионуклида Тс-99м с гамма-линией 140 кэВ, что подтверждает отсутствие в регенерированном  $^{98}\text{MoO}_3$  каких либо примесей.

Разработанная технология получения Мо-98 из отработанных генераторов Тс-99м, последующая его регенерация и очистка показала, что регенерированный и очищенный  $^{98}\text{MoO}_3$ , обогащенный Мо-98 можно использовать в качестве исходного сырья для изготовления промышленных генераторов Тс-99м.

[1]. Ашрапов У.Т., Мирзаева Н.А., Султанов А., Хужаев С. // Патент РФ № 2028679.

## РАЗРАБОТКА СТАЦИОНАРНОГО РАДИОНУКЛИДНОГО ГЕНЕРАТОРА $^{188}\text{W}/^{188}\text{Re}$

У.Т. Ашрапов<sup>1)</sup>, С.С. Хужаев<sup>1)</sup>, Г.Е. Кодина<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан, г. Ташкент, E-mail: ashrapov@inp.uz, khujayev@inp.uz*

<sup>2)</sup> – *ГНЦ Федеральный медицинский биофизический центр им. А.И. Бурназяна ФМБА России (ФМБЦ), Москва; gkodina@yandex.ru*

Трехокись вольфрама обогащенный вольфрамом-186 был облучен на реакторе ВВР-СМ ИЯФ АН РУз в течении 2290 часов при плотности потока тепловых нейтронов  $0,6 \cdot 10^{13}$  н/см<sup>2</sup>·с. Из облученной нейтронами трехокиси вольфрама с концентрацией вольфрама  $W=6,0$  г был изготовлен раствор изополивольфрамата с  $\text{pH}=3,0$  и концентрацией вольфрама  $W=24$  мг/мл. Затем раствор изополивольфрамата с материнским радионуклидом  $^{188}\text{W}$  был пропущен через 100 г оксида алюминия генераторной колонки [1] со скоростью пропускания 2,0 мл/мин.

Стационарный генератор содержит: корпус из молибденового стекла, фильтр, входное и выходное отверстия, система для подачи в колонку элюента 0,9 %-ного раствора NaCl с добавкой  $\text{NO}_3^-$  ионов и выхода из колонки элюата раствора натрия перрената ( $\text{Na}^{188}\text{ReO}_4$ ). Высота колонки составляет 250 мм, диаметр - 2,5 мм. Эффективность элюирования  $^{188}\text{Re}$  из генераторной колонки составляет ~ 90%.

Изучение распределения  $W$  вдоль хроматографической колонки показало, что нижняя часть колонки с 33,3% оксидом алюминия свободна от  $W$  и играет роль фильтра для  $^{188}\text{W}$ . Верхняя часть колонки с 66,7%  $\text{Al}_2\text{O}_3$  загружена  $W$  со средней загрузкой на сорбент 90 мг/г. Максимальная емкость  $\text{Al}_2\text{O}_3$  по отношению к  $W$  составляет 171 мг/г (Рис.1).

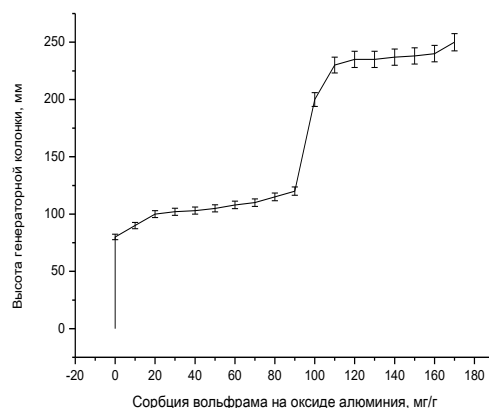


Рис.1. Кривая распределения вольфрама на  $\text{Al}_2\text{O}_3$  генераторной колонки.

[1]. Ашрапов У.Т., Мирзаева Н.А., Султанов А.С., Хужаев С. // Патент РФ № 2028679.

## КРИТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ПРИМЕНЕНИЯ МЕЧЕННЫХ ТРИТИЕМ СОЕДИНЕНИЙ ДЛЯ ФАРМАКОКИНЕТИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Г.А. Бадун, М.Г. Чернышева

*МГУ им.М.В. Ломоносова, Химический Факультет, Москва,  
badunga@yandex.ru*

Использование меченых соединений для проведения фармакокинетических испытаний (ФКИ) оправдано тем, что с помощью регистрации излучений можно определять их содержание. Такой подход повышает точность и воспроизводимость и не требует сложных процедур выделения фармпрепаратов. Использование радионуклидов, испускающих при распаде позитроны или сопутствующие  $\gamma$ -кванты, позволяет применить неинвазивные методы анализа (ПЭТ и ОФЭКТ).

Тритий как изотоп водорода может быть введен практически в любую органическую молекулу, однако для его надежной регистрации из-за низкой энергии  $\beta$ -излучения ( $E_{\max} = 18,6$  кэВ) можно использовать только метод жидкостного сцинтилляционного счета. Однако удобный период полураспада (12,3 года) и многообразие методов введения трития в органические молекулы является важными аргументами при выборе этого радионуклида для проведения ФКИ.

В докладе проводится анализ методов синтеза меченных тритием соединений, применяемых в ФКИ, рассматривается специфика работы, в том числе требования по удельной радиоактивности и радиохимической чистоте меченых препаратов, способы получения гомогенизатов органов и тканей для измерения радиоактивности. Особое внимание уделяется получению нестандартных препаратов, представляющих собой смеси природных или синтетических соединений, и специальных композитов, содержащих в своем составе углеродные наноматериалы (нанотрубки и наноалмазы).

Предлагается для повышения эффективности проведения ФКИ использовать результаты экспериментов *in vitro* с применением метода тритиевого зонда. В этом случае с помощью меченных тритием соединений можно определить факторы сродства и проницаемости липидных мембран из результатов распределения веществ в модельных системах водный раствор – органическая жидкость, а обработка атомами трития комплексов лекарственного препарата с белком–биологической мишенью с последующим анализом внутримолекулярного распределения трития позволит определить сайты связывания.

Работа выполнена при поддержке РФФИ (проект 17-03-00985).

## ВЫДЕЛЕНИЕ ИЗОТОПОВ АКТИНИЯ И РАДИЯ ИЗ ОБЛУЧЕННОЙ ПРОТОНАМИ ТОРИЕВОЙ МИШЕНИ

**А.Е. Баймуханова<sup>1,2)</sup>, В.И. Радченко<sup>3)</sup>, А.П. Маринова<sup>2)</sup>,  
Г.М. Маринов<sup>2)</sup>, Е.С. Куракина<sup>2)</sup>, Д.В. Караиванов<sup>2)</sup>, Д.В. Философов<sup>2)</sup>**

*1) – Институт Ядерной Физики РК, 050032, ул. Ибрагимова 1,  
г. Алматы, Казахстан*

*2) – Объединенный Институт Ядерных Исследований, 141980,  
ул. Жолио–Кюри 6, г. Дубна, Россия*

*3) – Отдел ядерной медицины, TRIUMF, 4004, Весбрук молл, V6T 2A3,  
Ванкувер, Канада*

$^{225}\text{Ac}$  ( $t_{1/2}$  9.92 дней) является перспективным кандидатом для применения в мишенной альфа-терапии. Он может быть использован в комплексах с антителами и пептидам, а так же как генератор  $^{213}\text{Bi}$  ( $t_{1/2}$  45.6 минут). Одна из наиболее перспективных стратегией производства  $^{225}\text{Ac}$  является его выделение из ториевых мишеней, облученных протонами высоких энергий ( $\geq 100$  МэВ). Однако основная проблема заключается в том, что  $^{225}\text{Ac}$  надо отделить от граммовых количеств тория, а также от нескольких сотен продуктов деления. В данной работе мы протестировали альтернативную стратегию разделения изотопов актиния и радия из облученного тория.

Был проведен ряд экспериментов по определению оптимальных условий для растворения металлического тория в трихлоруксусной кислоте. Для разработки схемы разделения были определены коэффициенты распределения ( $K_d$ ) Ac (III), Ra (II) и Th (IV) в системе трихлоруксусная кислота и катионообменная смола. Была разработана и протестирована схема выделения изотопов Ac (III) и Ra (II) от материала мишени на основе последовательно связанных колонок с ионообменными и экстракционными смолами. Облучение металлического тория ( $m = 1$  г) проводилось на Фазотроне ЛЯП ОИЯИ протонами с энергией 600 МэВ.

## РАЗРАБОТКА Ac-225/Bi-213 ГЕНЕРАТОРОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НЕОРГАНИЧЕСКИХ СОРБЕНТОВ

Н.Д. Бетенеков<sup>1)</sup>, Е.И. Денисов<sup>1)</sup>,  
С.В. Ермолаев<sup>2)</sup>, Е.В. Лапшина<sup>2)</sup>, А.Н. Васильев<sup>2)</sup>, Б.Л. Жуйков<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Уральский федеральный университет им. Б.Н.Ельцина,  
г. Екатеринбург, ndbetenekov@urfu.ru*

<sup>2)</sup> – *Институт ядерных исследований РАН, г. Москва, ermolaev@inr.ru*

Лишь небольшое число  $\alpha$ -радионуклидов пригодно для использования в ядерной медицине. В качестве наиболее перспективных рассматриваются  $^{225}\text{Ac}$  ( $T_{1/2}=10$  дн.) и продукт его распада  $^{213}\text{Bi}$  (46 мин.). Перспективный способ получения  $^{225}\text{Ac}$  путем облучения металлического  $^{232}\text{Th}$  протонами средних (более 100 МэВ) энергий разработан в ИЯИ РАН. Из-за примеси долгоживущего  $^{227}\text{Ac}$  такой  $^{225}\text{Ac}$  целесообразно использовать в виде генератора  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$ .

В настоящем докладе приведен анализ перспектив создания различных  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$  генераторов с использованием неорганических сорбентов. Для достижения поставленной задачи авторами проведен широкий круг экспериментов по изучению сорбционных свойств по отношению к Ac и Bi неорганических сорбентов класса гидроксидов, смешанных ферроцианидов и фосфатов. На основе экспериментов, проведенных с радиоактивными метками ( $^{228}\text{Ac}$ ,  $^{225}\text{Ac}$  и  $^{207}\text{Bi}$ ,  $^{213}\text{Bi}$  и др.), были предложены наиболее перспективные неорганические сорбенты и схемы разделения Ac и Bi. Выбрано несколько вариантов изготовления  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$ -генераторов с использованием неорганических сорбентов. В данной системе висмут может находиться в различных формах состояния, в том числе и коллоидных (в слабокислых и нейтральных растворах). Методом переменной массы сорбента установлена высокая инертность форм состояния висмута.

Были изготовлены прототипы различных  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$ -генераторов с использованием неорганических сорбентов с использованием  $^{225}\text{Ac}$ , полученного в ИЯИ РАН, и изучена их стабильность и эффективность извлечения  $^{213}\text{Bi}$ .

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект №17-73-10465).

**ПОЛУЧЕНИЕ НА ЦИКЛОТРОНЕ И РАДИОХИМИЧЕСКОЕ  
ВЫДЕЛЕНИЕ  $^{117m}\text{Sn}$**

**Г.А. Божиков, Н.В. Аксенов, Г.Я. Стародуб, С.Н. Дмитриев**

*Лаборатория ядерных реакций им. Г.Н. Флерова, ОИЯИ, Дубна,  
bozhikov@jinr.ru*

В последние годы наблюдается значительный интерес к производству некоторых изомеров, особенно тех, которые имеют потенциальные применения в области ядерной медицины.  $^{117m}\text{Sn}$  считается радиотерапевтическим изотопом, из-за его благоприятных свойств ядерного распада:  $T_{1/2} = 13,6$  сут.,  $E_{\alpha} = 159$  кэВ (86%), 100% IT распад. Существует ряд потенциально доступных способов производства  $^{117m}\text{Sn}$ . В настоящей работе был исследован циклотронный метод получения  $^{117m}\text{Sn}$  облучением  $^{116}\text{Cd}$   $\alpha$ -частицами. Мишень, состоящая из обогащенного  $^{116}\text{Cd}$  (98%) в оксидной форме, облучалась ускоренными  $\alpha$ -частицами 35 МэВ интенсивностью 5,5 мкА на ускорителе У200. Нами разработана оригинальная радиохимическая методика выделения  $^{117m}\text{Sn}$  из облученных мишеней с выходом более 90 %. Определен выход  $^{117m}\text{Sn}$  в реакции  $^{116}\text{Cd}(^4\text{He},3n)$ . Полученные данные позволили оценить количества  $^{117m}\text{Sn}$  в результате долгосрочного облучения и перспектив его циклотронной наработки. На основании полученных результатов можно сделать вывод, что циклотронный метод получения изомера  $^{117m}\text{Sn}$  является перспективным ввиду его продуктивности и простоты получения препарата  $^{117m}\text{Sn}$  без носителя в химически и радиохимически чистом виде.



**ДОЛГОЖИВУЩИЕ РАДИОНУКЛИДЫ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ  
РАДИОФАРМПРЕПАРАТОВ НА ОСНОВЕ  $^{18}\text{F}$**

**Д.И. Бринкевич<sup>1,2)</sup>, С.Д. Бринкевич<sup>1,2)</sup>, В.О. Крот<sup>1,2)</sup>, Г.В. Чиж<sup>1)</sup>,  
Р.Л. Свердлов<sup>2)</sup>, А.А.Иванюкович<sup>3)</sup>, С.А. Сорока<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – РНПЦ ОМР им. Н.Н. Александрова, Минск, [BrinkevichSD@bsu.by](mailto:BrinkevichSD@bsu.by)*

*<sup>2)</sup> – БГУ, Минск, [Brinkevich@bsu.by](mailto:Brinkevich@bsu.by)*

*<sup>3)</sup> – БелГИМ, Минск, [aiva@list.ru](mailto:aiva@list.ru)*

Наработка радионуклида  $^{18}\text{F}$  для последующего производства радиофармпрепаратов (РФП) происходит по реакции  $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$  при облучении высокоэнергетическими (18 МэВ) протонами воды, обогащенной по  $^{18}\text{O}$  (до 97-98%). Поэтому в процессе эксплуатации циклотрона вследствие активации фольги и тела мишени, а также химических примесей в облучаемой воде накапливаются долгоживущие радионуклиды (ДРН) с периодами полураспада от 1 до 312 суток. Целью настоящей работы являлось выявление закономерностей в распределении радионуклидов между регенерированной водой, картриджами сорбционной очистки и готовой лекарственной формой в процессе производства меченых  $^{18}\text{F}$  РФП для минимизации дозовых нагрузок на пациентов и производственный персонал. Установлено, что основная активность в поступающей на синтез  $[\text{}^{18}\text{O}]\text{H}_2\text{O}$ , облученной на циклотроне Cyclone 18/9 НС в ниобиевой мишени с фольгой из сплава Navar, по прошествии 3 суток приходится на радионуклиды  $^7\text{Be}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{52}\text{Mn}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{55}\text{Co}$ ,  $^{56}\text{Co}$ ,  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$ . Радиоизотопы  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{92\text{m}}\text{Nb}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{184}\text{Re}$ ,  $^{183}\text{Re}$ ,  $^{95}\text{Tc}$  и  $^{96}\text{Tc}$  имели следовые значения активности в  $[\text{}^{18}\text{O}]\text{H}_2\text{O}$ , которые в сумме не превышали 2% от активности изотопов кобальта. Однако именно радиоизотопы рения и ниобия формировали основную активность ДРН в готовой лекарственной форме 2- $[\text{}^{18}\text{F}]$ фтордезоксиглюкозы (ФДГ). Показано, что на картридже QMA light осаждается свыше 90 % радионуклидов  $^{51}\text{Cr}$  и  $^7\text{Be}$ , в то время как радионуклиды кобальта, марганца и никеля в основном удаляются с регенерированной водой  $[\text{}^{18}\text{O}]\text{H}_2\text{O}$ . Подавляющая доля активности (92-99%) изотопов кобальта, хрома, марганца и бериллия, сорбированных на картридже QMA light, не вымывается вместе с  $[\text{}^{18}\text{F}]$ фторид-анионами раствором карбоната калия в водно-ацетонитрильном растворе (60:40). Таким образом, уже на первом этапе производства препаратов – выделении  $[\text{}^{18}\text{F}]$ фторида – достигается высокая эффективность очистки РФП от радионуклидов  $^7\text{Be}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{52}\text{Mn}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{55}\text{Co}$ ,  $^{56}\text{Co}$ ,  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$ . Формы нахождения изотопов рения, ниобия и технеция в водных растворах обуславливают низкую эффективность очистки ФДГ и ряда других РФП на основе  $^{18}\text{F}$  от указанных ДРН.

**ИССЛЕДОВАНИЕ МЕХАНИЗМОВ РАДИОЛИТИЧЕСКОГО  
ДЕГАЛОГЕНИРОВАНИЯ 2-[<sup>18</sup>F]ФТОРДЕЗОКСИГЛЮКОЗЫ И  
МОДЕЛИРУЮЩИХ ЕЕ СОЕДИНЕНИЙ**

**С.Д. Бринкевич<sup>1,2)</sup>, О.В. Тугай<sup>1,2)</sup>, Г.В. Чиж<sup>1)</sup>, Р.Л. Свердлов<sup>2)</sup>,  
А.А. Сладкова<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – РНПЦ ОМР им. Н.Н. Александрова, Минск, [BrinkevichSD@bsu.by](mailto:BrinkevichSD@bsu.by)*

*<sup>2)</sup> – Белорусский государственный университет, Минск,  
[tugay.olya@mail.ru](mailto:tugay.olya@mail.ru)*

Основным препаратом для диагностики методом позитронно-эмиссионной томографии (ПЭТ) является 2-[<sup>18</sup>F]фтордезоксиглюкоза (ФДГ). Собственное излучение радионуклида <sup>18</sup>F приводит к разложению радиофармпрепарата при хранении, в результате чего накапливается остеотропный [<sup>18</sup>F]фторид и другие радиохимические примеси. Как следствие, происходит ухудшение соотношения сигнал/шум при ПЭТ-исследованиях и увеличивается дозовая нагрузка на красный костный мозг.

В работе изучена динамика изменения радиохимической чистоты радиофармпрепарата ФДГ при хранении с начальными объемными активностями от 1 до 5 ГБк/мл. Исследование стабильности проводили на протяжении 8 часов (назначенный срок хранения) после фасовки. Каждые 2 часа радиохимическую чистоту препарата контролировали методами радио-ТСХ и радио-ВЭЖХ. Концентрацию этанола и ацетальдегида измеряли методом газовой хроматографии. Механизмы элиминирования фторида исследовали методом стационарного радиолитического анализа водных растворов 2-фторэтанола и других модельных соединений.

Обнаружено, что увеличение начальной объемной активности от 1 до 5 ГБк/мл приводит к возрастанию скорости накопления основного продукта авторадииолиза ФДГ – [<sup>18</sup>F]фторида. Отмечено, что изменение температуры с 25 до 40 °С не влияет на скорость деструкции препарата. Этанол, являющийся основной химической примесью, активно конкурирует с ФДГ за радикальные продукты радиолитического анализа воды, что проявляется в снижении его концентрации в процессе хранения ФДГ при одновременном накоплении ацетальдегида. Элиминирование [<sup>18</sup>F]фторида значительно снижается по мере увеличения концентрации этанола. При облучении модельных соединений показано, что дегалогенирование гидроксилсодержащих фторорганических соединений индуцируют преимущественно ОН-радикалы и, в меньшей степени, сольватированные электроны. В силу специфики выявленного механизма элиминирования фторида кислород оказывает ингибирующее действие на дегалогенирование ФДГ и 2-фторэтанола.

## РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ ВЫСОКОЧИСТЫХ РАСТВОРОВ $^{89}\text{Zr}$ КАК АКТИВНОЙ ФАРМАЦЕВТИЧЕСКОЙ СУБСТАНЦИИ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ

**В.Б. Бубенщиков, А.Г. Макичян, А.А. Ларенков**

***ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва,  
bubenschikov2011@yandex.ru***

Позитрон-излучающий радионуклид  $^{89}\text{Zr}$  ( $T_{1/2} = 78,42$  ч.) является весьма перспективным для ПЭТ-исследования биологических процессов с медленной кинетикой (например, трекинг различных клеток *in vivo*, распределение моноклинальных тел и их фрагментов и т.п.). Однако, несмотря на многообещающие результаты применения РФП с  $^{89}\text{Zr}$  в ПЭТ-диагностике, основной проблемой на пути их массового внедрения являются неэффективные методы выделения и очистки  $^{89}\text{Zr}$  из облучённой мишени. Целью данной работы является изучение различных способов выделения  $^{89}\text{Zr}$  и разработка метода получения активной фармацевтической субстанции  $^{89}\text{Zr}$ -оксалат пригодной для синтеза РФП надлежащего качества. Исходя из ранее полученных данных, в своей работе мы использовали методы ионообменной хроматографии на смолах Dowex 1x8, Chelex-100 (Sigma-Aldridge), ZR-resin (Triskem), Chromafix PS- $\text{HCO}_3^-$  (Macherey-Nagel). Использование гидроксоматно-модифицированной смолы ZR-resin позволяет получать раствор  $^{89}\text{Zr}$ -оксалата с самым низким содержанием примесей металлов и выходом от 90 до 99% в зависимости от состава элюента. Несмотря на это, раствор  $^{89}\text{Zr}$ -оксалата, полученный при применении смолы ZR-resin, не может быть использован для синтеза РФП. Самостоятельно смола ZR-resin может быть применена лишь в аналитических целях. Смолы Chelex-100, Chromafix PS- $\text{HCO}_3^-$  так же продемонстрировали высокую селективность по отношению к  $^{89}\text{Zr}$ . Если Chromafix PS- $\text{HCO}_3^-$  позволяет получать высокочистые растворы в форме хлорида циркония, то Chelex-100 – в форме оксалата. Совместное использование смолы ZR-resin и Chelex-100 позволило разработать процедуру получения рН-нейтрального изотонического раствора  $^{89}\text{Zr}$ -оксалата высокой химической и радиохимической чистоты с выходом  $\geq 90\%$ . Стабильного, как минимум, в течение 2 недель. Полученный раствор может быть использован как готовый препарат для ПЭТ-диагностики поражений опорно-двигательного аппарата, так и для синтеза более сложных РФП. Технология была реализована на автоматизированном модуле синтеза Modular-Lab PharmTracer, Eckert&Ziegler.

Работа выполнена при поддержке Министерства Образования и Науки Российской Федерации – Государственный контракт № 14.N08/11/0162.

**ПОЛУЧЕНИЕ ПРЕПАРАТОВ  $^{227}\text{Th}$  И  $^{223}\text{Ra}$  МЕДИЦИНСКОГО  
НАЗНАЧЕНИЯ ИЗ  $^{227}\text{Ac}$**

**П.С. Буткалюк<sup>1)</sup>, И.Л. Буткалюк<sup>1)</sup>, А.С. Куприянов<sup>1,2)</sup>, Р.А. Кузнецов<sup>2)</sup>,  
В.А. Тарасов<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, [orip@niiar.ru](mailto:orip@niiar.ru)*

*<sup>2)</sup> – ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград*

Радионуклид  $^{223}\text{Ra}$  ( $T_{1/2} = 11,3$  сут) показал хорошую эффективность для паллиативной терапии костных метастазов от рака предстательной железы. Основным способом получения  $^{223}\text{Ra}$  является его периодическое генерирование из долгоживущего материнского радионуклида  $^{227}\text{Ac}$ . Распад  $^{227}\text{Ac}$  до  $^{223}\text{Ra}$  сопровождается промежуточным образованием  $^{227}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 18,7$  сут), который тоже считается одним из перспективных изотопов для ядерной медицины. В отличие от  $^{223}\text{Ra}$  он может применяться в виде устойчивых комплексов с хелатирующими агентами, химически связанными со средствами адресной доставки. В настоящее время в АО "ГНЦ НИИАР" проводятся эксперименты, связанные с получением опытных образцов препаратов на основе  $^{223}\text{Ra}$  и  $^{227}\text{Th}$  и определением их характеристик.

Для генерирования  $^{223}\text{Ra}$  из  $^{227}\text{Ac}$  рассматриваются две возможные схемы. Первая схема включает в себя разделение  $^{223}\text{Ra}$  и  $^{227}\text{Ac}$  с использованием сорбента Ln-Resin,  $^{227}\text{Th}$  при этом необратимо сорбируется на смоле и в дальнейшем цикле получения  $^{223}\text{Ra}$  не используется. Вторая схема включает в себя промежуточное анионообменное выделение  $^{227}\text{Th}$  на смоле BioRad AG 1x8, выдержку его в отдельной емкости с последующим отделением накопленного  $^{223}\text{Ra}$ , что позволит совместить производство  $^{223}\text{Ra}$  и  $^{227}\text{Th}$  при необходимости.

В полученных препаратах производят определение объемной активности  $^{223}\text{Ra}$ , содержания радиоактивных и нерадиоактивных примесей. Отдельную проблему представляет контроль содержания  $^{227}\text{Ac}$ . Для этого проводится выделение  $^{227}\text{Ac}$  из аликвоты препарата методом катионообменной хроматографии и измерение его активности методом альфа-спектрометрии с длительной экспозицией. При этом предел обнаружения  $^{227}\text{Ac}$  составляет  $\sim 10^{-5}$  % от активности  $^{223}\text{Ra}$ . В докладе приведены характеристики опытных партий препаратов  $^{223}\text{Ra}$ , полученных по обеим схемам.

## ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИОННОГО ПОВЕДЕНИЯ ГАЛЛИЯ И ГЕРМАНИЯ В ХЛОРИДНЫХ РАСТВОРАХ НА СОРБЕНТАХ «ТЕРМОКСИД»

С.К. Вовк, П.К. Терехов, Е.И. Денисов

*УрФУ, г. Екатеринбург, sergey-vovk7@mail.ru*

За последние годы в ядерной медицине широкое распространение получила позитронно-эмиссионная томография (ПЭТ). Радионуклид  $^{68}\text{Ga}$  ( $T_{1/2} = 67,71$  мин.,  $\beta^+ - 90\%$ ), получаемый из радионуклидного генератора  $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ , по совокупности ядерно-физических и химических свойств, является перспективным для синтеза РФП, применяемых в ПЭТ.

Для исследования использовали неорганический сорбент марки «Термоксид» (Т-5), представляющий собой гидратированный диоксид титана с примесью 5 мол % оксида циркония. Измерение содержания аналитов в сорбенте и растворе проводили на рентгено-флюоресцентном спектрометре QUANT'X с последующим расчетом материального баланса и определением степени сорбции.

Первым этапом исследовали кинетику сорбции Ga и Ge сорбентом Т-5 при разной кислотности раствора:  $\text{pH}=3,5$  и  $\text{pH}=7$ . В ходе изучения выявлено наличие двух стадий сорбции, быстрой до 20 минут и медленной несколько часов. Время установления сорбционного равновесия составляет 2–3 суток. Для Ga и Ge при  $\text{pH}=7$  степень сорбции и скорость сорбции выше, чем при  $\text{pH}=3,5$ . Углубление гидролиза приводит к увеличению степени сорбции Ga и Ge в сорбент Т-5. Следующий этап, сорбция аналитов в статическом режиме на сорбенте Т-5 в зависимости от значения  $\text{pH}$  раствора, с построением изотерм « $\lg \varepsilon - \lg [m]$ » для отдельных значений  $\text{pH}$ .

Анализируя диаграммы распределения гидроксокомплексов галлия и германия от  $\text{pH}$  раствора и экспериментально полученные изотермы, предположили, что наиболее сорбируемой формой для германия будет  $\text{Ge}(\text{OH})_4$ , а для галлия  $\text{Ga}(\text{OH})_2^+$ ,  $\text{Ga}(\text{OH})_3$ . При концентрации Ga и Ge 5 мг/л угловой наклон начального прямолинейного участка « $\lg Kd - \text{pH}$ » говорит о предполагаемом заряде сорбируемого иона для Ga ( $z=0,94\pm 0,03$ ), и для Ge  $z=0,56\pm 0,09$ . Логарифм коэффициента распределения равен  $3,0\pm 0,3$  и  $2,5\pm 0,5$  соответственно.

Для всех зависимостей уравнения Генри ( $\lg \varepsilon = \lg Kd + a \cdot \lg [m]$ ) коэффициент, « $a$ » равен 1, что характеризует сорбат (Ga и Ge) как лабильный. Для Ga и Ge  $Kd$  примерно одинаков и составляет  $3,5\pm 0,5$ , что совпадает со значениями, полученными из зависимости « $S - \text{pH}$ ».

По изотермам сорбции « $\lg C_m - \lg C_p$ » полученным при  $\text{pH}=5$  определена сорбционная емкость сорбента Т-5 по отношению к галлию и германию соответственно 14 и 16 мг/г.

## СОРБЦИЯ ТЕХНЕЦИЯ НА МОДИФИЦИРОВАННЫХ НАНОАЛМАЗАХ

**Б.Л. Гаращенко<sup>1)</sup>, Р.Ю. Яковлев<sup>1,2,3)</sup>, Б.Ф. Мясоедов<sup>1)</sup>**

- <sup>1)</sup> – *Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского, г. Москва, bogdan@geokhi.ru*
- <sup>2)</sup> – *Рязанский государственный медицинский университет им. акад. И.П. Павлова, г. Рязань*
- <sup>3)</sup> – *Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова, г. Москва*

Детонационные наноалмазы (ДНА) обладают целым рядом исключительных свойств: размер частиц около 5 нм, высокоразвитая удельная поверхность, широкие возможности модификации поверхности, радиационная стойкость, стабильность, биосовместимость и нетоксичность [1]. Было показано, что при наличии опухоли у мышей, ДНА преимущественно накапливаются именно в ней [2].

В результате работы получена зависимость сорбции пертехнетат-аниона от концентрации ДНА-ЭДТА в устойчивом золе при рН 6. Показано, что с увеличением концентрации ДНА-ЭДТА доля сорбировавшегося на поверхности Тс(VII) увеличивается. При концентрации ДНА-ЭДТА 300 мкг/мл сорбировалось 61,7% Тс(VII). Доля сорбировавшегося на поверхности Тс(VII) снижается с увеличением его концентрации. При концентрации  $0,5 \cdot 10^{-6}$  М сорбировалось 55,1% Тс(VII). В  $0,25 \cdot 10^{-6}$  М растворе  $\text{TcO}_4^-$  с добавлением золя, содержащего 950 мкг ДНА-ЭДТА, была достигнута 74,9% сорбция Тс(VII).

Полученные результаты показали перспективность дальнейшего изучения сорбции технеция на модифицированных ДНА.

Работа поддержана грантом РФФИ 18-33-01140 мол\_а.

### Литература

1. Mochalin, V.N., Shenderova, O., Ho, D., Gogotsi, Y. The properties and applications of nanodiamonds. // Nat. Nanotechnol. 2012; 7, 11–23.
2. Chen, M.; Pierstorff, E. D.; Lam, R.; Li, S.-Y.; Huang, H.; Osawa, E.; Ho, D. // Nanodiamond-Mediated Delivery of Water-Insoluble Therapeutics. ACS nano. 2009; 3, 2016–2022.

## ДИФФУЗИЯ И СОРБЦИЯ РАДИЯ В ТЕКСТУРИРОВАННОМ ГИДРОКСИАПАТИТЕ

А.В. Гопин<sup>1)</sup>, А.В. Северин<sup>1)</sup>, А.Н. Васильев<sup>1,2)</sup>, И.Э. Власова<sup>1)</sup>,  
Е.В. Черных<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – *Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,  
Химический факультет, г. Москва, alexgorin@gmail.com*

<sup>2)</sup> – *Институт ядерных исследований РАН, г. Троицк*

Гидроксиапатит в настоящее время широко используется как замещающий материал в стоматологии, при костных травмах и в различных композитных материалах медицинского назначения, поскольку обладает такими свойствами как биосовместимость, остеокондуктивность и биоактивность. Не менее важным свойством гидроксиапатита является его высокая сорбционная способность, которая может быть использована для развития способов адресной доставки лекарственных средств. В последние годы появилась информация о возможности применения гидроксиапатита в качестве носителя радионуклидов для ядерной медицины, в частности в методе брахитерапии. Терапевтический эффект данного метода обеспечивается введением закрытого источника ионизирующего излучения в пораженный орган. В качестве терапевтического альфа-эммитера для брахитерапии перспективным является использование <sup>223</sup>Ra, препарат Хоfigo® (Bayer) на основе которого уже используется для терапии онкологических заболеваний.

При создании подобных носителей для брахитерапии важно знать параметры, определяющие динамику диффузии и сорбции-десорбции радия в препаратах текстурированного гидроксиапатита. В связи с этим в настоящей работе была проведена визуализация динамики проникновения радионуклида <sup>223</sup>Ra вглубь пористых гранул гидроксиапатита и его перераспределение в процессах сорбции-десорбции <sup>223</sup>Ra методом альфа-трековой радиографии. Для оценки кинетических параметров данного процесса в работе предпринята попытка создания модели распределения <sup>223</sup>Ra внутри гранулы сорбента. Модель учитывает поступление активного компонента из внешнего раствора в гранулу сорбента, а также его диффузию и сорбцию внутри гранулы. Результаты расчетов по данной модели находятся в качественном соответствии с результатами экспериментов. Она может быть использована для предварительной оценки оптимального времени заполнения пористых гранул гидроксиапатита активным компонентом.

## РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ВЫДЕЛЕНИЯ МОЛИБДЕНА-99 ИЗ РАСТВОРНОГО ТОПЛИВА ГОМОГЕННОГО РЕАКТОРА НА СОРБЕНТАХ «ТЕРМОКСИД»

Е.И. Денисов, Н.Д. Бетенеков,

*УрФУ, г. Екатеринбург, [eidenisov@urfu.ru](mailto:eidenisov@urfu.ru)*

Исследована сорбция молибдена-99 сорбентами марки «Термоксид» в широком диапазоне кислотности раствора и удельного содержания сорбента. Сорбенты марок Т-5 и Т-52 проявляют высокую специфичность по отношению к молибдену в кислых и нейтральных растворах. Так в азотнокислых растворах в области плато рН =1–7 сорбент Т-5(450) имеет  $K_d = 4,3 \cdot 10^4$  мл/г, аналогично для сернокислых растворов  $K_d = 6,2 \cdot 10^3$  мл/г.

С использованием сорбента Т-5 разработана технология выделения молибдена-99 из растворного топлива реактора «Аргус» Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» (НИЦ КИ). Проведены испытания технологии на модельных растворах и реальных образцах облученного растворного топлива реактора «Аргус». Продемонстрирована принципиальная работоспособность разработанной технологической схемы, выход Мо-99 при выделении из растворного топлива более 0,90, а по всей технологической схеме (два этапа сорбции и два этапа десорбции) выход Мо-99 составляет 0,70. Результаты анализа полученного молибдена-99 в НИЦ КИ, а также в сторонних организациях свидетельствуют, что он по всем контролируемым элементам соответствует международным требованиям по радионуклидной чистоте.

Другой перспективный сорбент Т-52 выбран для технологии извлечения Мо-99 из низкообогащенного уранового топлива (НОУ) гомогенного растворного реактора (как имеющий максимальный коэффициент распределения по отношению к Мо-99 в концентрированных растворах урана более 100–200 г/л). Проведен сравнительный анализ использования сульфатных и нитратных растворов для технологий наработки и извлечения Мо-99 из топлива гомогенного растворного реактора. Предложены оптимальные условия, с точки зрения химической технологии, выделения молибдена из НОУ-топливного раствора. Акцентируется внимание на необходимость применения комплексного подхода при проектировании гомогенного растворного реактора и разработке технологии выделения Мо-99.

Предложен оптимальный состав растворного топлива коммерческого реактора для производства  $^{99}\text{Mo}$ , исходя из планируемой мощности 200 кВт: азотнокислый раствор урана (20% U-235) с концентрацией 100 г/л и 1 моль/л по азотной кислоте.



## ОПТИМИЗАЦИЯ КАЧЕСТВА СЫРЬЕВОГО МАТЕРИАЛА ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОИЗОТОПА C-14

А.А. Джанелидзе<sup>1)</sup>, Н.А. Котельников<sup>1)</sup>, М.Ю. Глазырина<sup>1)</sup>,  
В.В. Закоржевский<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – Акционерное общество «Институт реакторных материалов», г. Заречный, Свердловская область, [rchl@inm-rosatom.ru](mailto:rchl@inm-rosatom.ru)

<sup>2)</sup> – Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт структурной макрокинетики и проблем материаловедения А. Г. Мерджанова Российской академии наук (ИСМАН), г. Черноголовка, Московская область, [zakvl@ism.ac.ru](mailto:zakvl@ism.ac.ru)

В качестве сырьевого материала для производства <sup>14</sup>C были рассмотрены нитраты (Ca(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>, NH<sub>4</sub>NO<sub>3</sub>), нитриды (AlN, Be<sub>3</sub>N<sub>2</sub>, Si<sub>3</sub>N<sub>4</sub> (α, β), Mg<sub>3</sub>N<sub>2</sub>) и оксиды азота. По основным критериями выбора материала мишени, наиболее перспективным для наработки <sup>14</sup>C является AlN. Предпочтительней использовать AlN, полученный методом самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС). AlN СВС оптимален по содержанию основного вещества и примеси <sup>12</sup>C (менее 0,01%<sub>масс.</sub>), что определяет эффективную наработку и высокую удельную активность получаемого <sup>14</sup>C.

Методом нейтронно-активационного анализа установлено, что в AlN СВС содержание примесей Со и Fe составляет 60 и 900 ppm, соответственно. При удельной активности <sup>14</sup>C 5 мКи/г AlN указанные примеси определяют γ-активность облученного нитрида алюминия на уровне 50 мКи <sup>60</sup>Со, 0,1 мКи <sup>59</sup>Fe и <sup>54</sup>Mn на грамм AlN. Это приводит к серьезным технологическим проблемам при обращении с облученным AlN, а также при последующем захоронении после извлечения из него <sup>14</sup>C.

Установлены источники поступления примесей Со и Fe при производстве AlN СВС. После доработки техпроцесса содержание примеси Со снижено до уровня 1 ppm. В результате удалось изменить категорию радиоактивных отходов, образующихся после выделения <sup>14</sup>C, с высокоактивных на среднеактивные.

Для реакторной наработки <sup>14</sup>C изучена возможность использования порошка AlN СВС различных производителей. Содержание ключевых примесей найдено методом нейтронно-активационного анализа. Дополнительно проведено сжигание проб порошка на анализаторе «Метавак CS-30» с последующим определением <sup>12</sup>C. Получены данные по влиянию размера частиц порошка AlN на максимальную уплотняемость.

## ПРИМЕНЕНИЕ ФЕРМЕНТАТИВНОГО ГИДРОКИСАПАТИТА В КАЧЕСТВЕ НОСИТЕЛЯ МЕДИЦИНСКИХ РАДИОНУКЛИДОВ

**В.К. Долгова, А.В. Северин, А.В. Гопин**

*МГУ им. М.В. Ломоносова, химический факультет, Москва,  
varya.dolgova@mail.ru*

Одним из основных направлений развития современной ядерной медицины является создание различных радиофармпрепаратов (РФП). Их классический дизайн подразумевает синтез хелаторов, спейсеров, сложных комплексов органических биомолекул, что является непростой задачей для исследователей. Альтернативным транспортом радионуклидов могут являться неорганические структуры – наноносители. Наиболее перспективным вариантом такого носителя может быть гидроксиапатит (ГАП), так как он обладает такими свойствами как биосовместимость и биоактивность, является неорганическим матриксом костной ткани человека и животных, в отличие от других популярных неорганических наночастиц (Au, Ag, Si и др.). ГАП также может выступать в качестве дополнительного лекарственного средства (к примеру, способствовать восстановлению костной ткани, обладает антисептическими свойствами). Одним из перспективных методов синтеза ГАП является ферментативный гидролиз глицерофосфата кальция щелочной фосфатазой. Такой метод получения ГАП позволяет варьировать такие параметры как размер кристаллов и агрегатов, локализацию фазообразования, скорость формирования осадка и другие.

В данной работе были изучены возможности применения ферментативного ГАП как возможного носителя медицинских радионуклидов Zn и Cu. Нами изучена возможность сорбционного внедрения катиона металла, выявлены особенности изменения морфологии и структуры самого носителя в данных процессах. Были выявлены параметры кинетики и изотерм адсорбции (и десорбции) ионов цинка и меди из их водных растворов на препараты ГАП, полученные ферментативным методом. Полученные данные в дальнейшем будут использованы для разработки РФП на основе данного морфологического типа ГАП и перспективных радионуклидов для диагностики и терапии:  $^{69m}\text{Zn}$ ,  $^{64,67}\text{Cu}$ .

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РФФИ № 18-03-00432.

## ГЕНЕРАТОР АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ ДЛЯ ТЕРАПИИ ОНКОЛОГИЧЕСКИХ ЗАБОЛЕВАНИЙ

Б.В. Егорова<sup>1)</sup>, К.В. Коков<sup>2)</sup>, Ю.А. Перминов<sup>2)</sup>, М.А. Прошин<sup>2)</sup>,  
Д.Ю. Чувиллин<sup>2)</sup>

<sup>1)</sup> – Химический факультет МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва

<sup>2)</sup> – НИЦ «Курчатовский институт», Москва, kvkokov@yandex.ru

Радионуклидная терапия, основанная на применении альфа- и бета-излучающих радионуклидов, которыми метят соединения, обладающие способностью направленной доставки к раковой клетке, является одним из перспективных методов лечения онкологических заболеваний. Особый интерес представляет радионуклид  $^{212}\text{Pb}$ , поскольку сам он является  $\beta$ -эмиттером, но его дочерние нуклиды  $^{212}\text{Bi}$  и  $^{212}\text{Po}$  подвергаются  $\alpha$ -распаду, благодаря чему  $^{212}\text{Pb}$  рассматривается как *in vivo* генератор альфа-частиц.  $^{212}\text{Pb}$  принадлежит цепочке распада родительского  $^{228}\text{Th}$ , в связи с чем был разработан лабораторный генератор радионуклида  $^{212}\text{Pb}$ .

Из объема с  $^{228}\text{Th}$ -содержащей ионообменной смолой марки DOWEX выводится потоком воздуха в отдельный спиралевидный объем-накопитель газообразный  $^{220}\text{Rn}$ , дочерний изотоп твердофазного родительского нуклида  $^{228}\text{Th}$ . После его распада образуется  $^{212}\text{Pb}$ , который вымывается из накопителя раствором 0,1 М соляной кислоты. Благодаря такому разделению фаз исключается возможность попадания долгоживущих материнских изотопов в конечный препарат. Это обеспечивает его высокую радионуклидную чистоту, что играет ключевую роль при применении в ядерной медицине.

После 72-часового цикла работы генератора производится отбор  $^{212}\text{Pb}$  в виде раствора в 0,1 М HCl с выходом  $^{212}\text{Pb}$  приблизительно 30%. Управление генератором осуществляется дистанционно автоматической системой на основе персонального компьютера. Перезарядка генератора проводится раз в несколько лет. При необходимости готовый продукт с  $^{212}\text{Pb}$  также возможно использовать для производства терапевтического радионуклида  $^{212}\text{Bi}$ .

Были проведены эксперименты по мечению синтетического пептида октреотида наработанным нуклидом  $^{212}\text{Pb}$ . Эффективность мечения пептида с бифункциональным хелатором DOTA достигает величины 98%, что говорит о пригодности разработанного генератора для производства радионуклидов для нужд ядерной медицины.

**НОВЫЕ БЕНЗОАЗАКРАУН-ЭФИРЫ ДЛЯ СВЯЗЫВАНИЯ  
КАТИОНОВ РАДИОНУКЛИДОВ Y-90, Bi-213 И Ac-225**

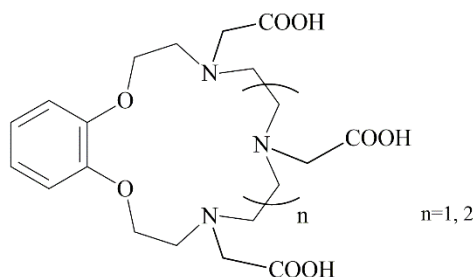
**Б.В. Егорова<sup>1)</sup>, Е.В. Матазова<sup>1)</sup>, Г.Ю. Алешин<sup>1)</sup>, А.Д. Зубенко<sup>2)</sup>,  
О.А. Федорова<sup>2)</sup>, Ю.В. Федоров<sup>2)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, bayirta.egorova@gmail.com

<sup>2)</sup> – Институт элементоорганических соединений  
имени А.Н. Несмеянова, Москва

В настоящее время для связывания катионов радионуклидов в радиофармпрепараты используются хелаторы, способные образовывать прочные комплексы с катионами с одной стороны и ковалентные связи с биологическим вектором, с другой стороны.

В рамках данной работы разработаны методы синтеза бензоазакраун-эфиров с различным содержанием карбоксильных групп. Наличие бензольного кольца обуславливает возможность конъюгации с биологической молекулой, обеспечивая пространственное разделение между макромолекулой-вектором и координирующим катион центром – аминогруппы макроцикла+карбоксильные группы.



Методами потенциометрического титрования определены константы протонирования новых лигандов. Для определения констант устойчивости использован метод конкурентного взаимодействия с использованием жидкостной экстракции ( $\text{Bi}^{3+}$ ) и сорбции ( $\text{Y}^{3+}$ ,  $\text{Ac}^{3+}$ ). Наибольшие значения констант связывания демонстрируют комплексы с  $\text{Bi}^{3+}$   $\log K=21.5(3)$ . Полученные значения позволяют предположить перспективность данных лигандов для дальнейшего исследования в качестве компонентов радиофармпрепаратов на основе Bi-213.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФ, грант № 18-73-10035.

## ВЫДЕЛЕНИЕ $^{177}\text{Lu}$ ИЗ ОБЛУЧЕННОЙ ТОРМОЗНЫМИ ФОТОНАМИ ГАФНИЕВОЙ МИШЕНИ

Т.Ю. Екатова<sup>1)</sup>, А.Г. Казаков<sup>1,2)</sup>, Р.А. Алиев<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Московский государственный университет им. М.В.Ломоносова,  
Химический факультет, Москва*

<sup>2)</sup> – *Национальный исследовательский центр «Курчатовский  
институт», Москва  
taisia.ekatova@protonmail.com*

Лютеций-177 (6,7 сут, 100 %  $\beta^-$ ,  $E_{\beta(\text{макс})}$  498,3 кэВ,  $E_{\beta(\text{средн})}$  163,2 кэВ) часто используется в ядерной медицине для диагностики и радиотерапии. Существует два основных метода получения  $^{177}\text{Lu}$ : облучение нейтронами  $^{176}\text{Lu}$  (прямой метод) и через реакцию  $^{176}\text{Yb}(n,\gamma)^{177}\text{Yb} \rightarrow ^{177}\text{Lu}$  (косвенный метод). Оба метода имеют недостатки. В случае прямого метода присутствует носитель и возможно образование долгоживущего  $^{178}\text{Lu}$  (160 сут). Косвенный метод требует обогащения Yb; процесс разделения Yb и Lu сложен, а сечение ядерной реакции мало.

В данной работе предложен прямой метод получения  $^{177}\text{Lu}$  без носителя путём облучения  $^{\text{nat}}\text{HfO}_2$  тормозными фотонами с энергией 55 МэВ. Данный способ должен иметь явные преимущества: низкое содержание  $^{177\text{m}}\text{Lu}$  и отсутствие носителя, а химическое разделение гафния и лютеция не представляет трудностей.

Для разделения Hf(IV) и Lu(III) была выбрана экстракционная хроматография на сорбенте Ln resin (Triskem Int). Определены параметры взаимодействия Hf(IV) и Lu(III) с сорбентом в среде различных минеральных кислот. Найдены оптимальные условия, при которых без носителя количественно выделяется  $^{177}\text{Lu(III)}$ .

В докладе обсуждаются результаты облучения мишеней на основе природного гафния тормозными фотонами; приводятся оптимальные условия разделения Hf(IV) и Lu(III) от стадии растворения мишени до получения раствора  $^{177}\text{Lu(III)}$  без носителя. Дается оценка изомерного соотношения  $^{177\text{m}}\text{Lu}/^{177}\text{Lu}$ , обсуждается возможность фотоядерного излучения  $^{177}\text{Lu}$  из обогащённых гафниевых мишеней для ядерной медицины.

**ОБРАТНЫЙ ГЕНЕРАТОР  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$  НА ОСНОВЕ  
НЕОРГАНИЧЕСКИХ СОРБЕНТОВ**

**С.В. Ермолаев<sup>1)</sup>, А.Н. Васильев<sup>1)</sup>, Е.В. Лапшина<sup>1)</sup>, Е.И. Денисов<sup>2)</sup>,  
Н.Д. Бетенеков<sup>2)</sup>, Б.Л. Жуйков<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Институт ядерных исследований РАН, г. Троицк, г. Москва,  
vasiliev@inr.ru*

*<sup>2)</sup> – Уральский федеральный университет имени первого Президента  
России Б.Н. Ельцина, г. Екатеринбург, ndbetenkov@urfu.ru*

Одними из наиболее перспективных альфа-эмиттеров являются  $^{225}\text{Ac}$  ( $T_{1/2}=10$  дн.) и продукт его распада  $^{213}\text{Bi}$  ( $T_{1/2}=46$  мин.). Новый метод получения  $^{225}\text{Ac}$  в больших количествах путем облучения металлического тория протонами средних энергий и химического выделения  $^{225}\text{Ac}$  был разработан в ИЯИ РАН совместно с МГУ имени М.В.Ломоносова. Так как одновременно образуется долгоживущий  $^{227}\text{Ac}$  ( $T_{1/2}=21,7$  лет) (около 0,1% от  $^{225}\text{Ac}$  на конец облучения), прямое медицинское использование полученного таким способом  $^{225}\text{Ac}$  является проблематичным, а  $^{225}\text{Ac}$  лучше всего использовать в виде  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$  генератора. В настоящее время используют «прямые» генераторы на основе органических сорбентов (AG MP 50x8), где материнский  $^{225}\text{Ac}$  прочно удерживается сорбентом, а  $^{213}\text{Bi}$  элюируют различными комплексообразователями. Органические сорбенты имеют низкую радиационную стойкость, и такие генераторы не обеспечивают очистку  $^{213}\text{Bi}$  от продуктов распада  $^{227}\text{Ac}$ .

Нами исследована возможность разработки «обратного» генератора, где накапливающийся  $^{213}\text{Bi}$  периодически селективно сорбируется на неорганических сорбентах из раствора  $^{225}\text{Ac}$ , а затем вымывается с сорбента для дальнейшего использования. Проведено испытание прототипа обратного  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$  генератора на основе неорганического сорбента из оксидов циркония и иттрия (на базе Термоксида 39) с различной массой сорбента (50-300 мг) и солевым фоном исходного раствора  $^{225}\text{Ac}$  (0,1-3М  $\text{NaNO}_3$ ). Сорбцию  $\text{Bi}$  проводили из 0,1 М раствора  $\text{HNO}_3$ , а десорбцию – 1 М  $\text{HCl}$ . Показано влияние примеси  $\text{Cl}^-$  в исходном растворе на выход продукта. Выход  $\text{Bi}$  возрастает от 60 до 98% с увеличением массы сорбента от 50 до 300 мг, причем более 90%  $\text{Bi}$  содержится в первых 0,5 мл. Увеличение ионной силы исходного раствора  $^{225}\text{Ac}$  до 3М позволило достигнуть чистоты продукта  $10^{-3}\%$  от активности материнского  $^{225}\text{Ac}$ .

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект №17-73-10465).

## ПОЛУЧЕНИЕ $^{225}\text{Ac}$ ОБЛУЧЕНИЕМ ПРИРОДНОГО ТОРИЯ ПРОТОНАМИ СРЕДНИХ ЭНЕРГИЙ

**С.В. Ермолаев<sup>1)</sup>, Е.В. Лапшина<sup>1)</sup>, А.Н. Васильев<sup>1,2)</sup>, В.М. Коханюк<sup>1)</sup>,  
Б.Л. Жуйков<sup>1)</sup>, Р.А. Алиев<sup>2)</sup>, В.С. Остапенко<sup>2)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – *Институт ядерных исследований РАН, Москва, ermolaev@inr.ru*

<sup>2)</sup> – *МГУ им. М.В. Ломоносова, Москва*

Среди  $\alpha$ -излучающих радионуклидов, потенциально применимых в направленной («таргетной») терапии различных форм рака,  $^{225}\text{Ac}$  ( $T_{1/2}=10$  дн.) и продукт его распада  $^{213}\text{Bi}$  ( $T_{1/2}=46$  мин.) привлекают особое внимание. В настоящее время  $^{225}\text{Ac}$  получают, в основном, генераторным способом из  $^{229}\text{Th}$  ( $T_{1/2}=7340$  лет), являющегося продуктом распада  $^{233}\text{U}$ , причем за год в мире производится не более 63 ГБк (1,7 Ки).

Перспективный способ получения  $^{225}\text{Ac}$  разработан в Институте ядерных исследований РАН (ИЯИ РАН), состоящий в облучении металлического тория протонами средних энергий (свыше 100 МэВ). На основании экспериментально определенных сечений ядерных реакций, приводящих к образованию  $^{225}\text{Ac}$ , было показано, что линейный ускоритель ИЯИ РАН способен наработать за 10 дней облучения более 37 ГБк (1 Ки)  $^{225}\text{Ac}$  на момент потребления. Изготовлены и проходят испытания мишени стойкие к интенсивному облучению, представляющие собой ториевые пластины в герметичной ниобиевой оболочке.

Одновременно с  $^{225}\text{Ac}$  при облучении образуется большое число продуктов ядерных реакций скалывания и деления тория. Методика извлечения  $^{225}\text{Ac}$  из облученной ториевой мишени включает в себя растворение тория и последующую экстракцию раствором ди-2-этилгексилфосфорной кислоты в толуоле. Затем  $^{225}\text{Ac}$ , остающийся в водной фазе, концентрируют и очищают с помощью экстракционно-хроматографических смол DGA Resin, экстрагент – N,N,N',N'-тетра-*n*-октилдигликольамид, и TRU Resin, экстрагент – раствор октилфенил-N,N-ди-изобутил-карбамоилфосфиноксида в трибутилфосфате (TrisKem Int.).

Разработанный способ был опробован в условиях горячих камер АО "НИФХИ им. Л.Я. Карпова" (г. Обнинск, Россия), где были выделены образцы  $^{225}\text{Ac}$  активностью около 10 мКи. Получаемый продукт  $^{225}\text{Ac}$  обладает высокой радионуклидной и химической чистотой, основной примесью является долгоживущий изотоп  $^{227}\text{Ac}$  ( $T_{1/2}=21,8$  лет) – около 0,1% на момент окончания облучения. Сейчас проводятся работы по использованию  $^{225}\text{Ac}$  в качестве материнского радионуклида в различных генераторных схемах получения  $^{213}\text{Bi}$ .

## РАЗРАБОТКА ЦИРКУЛИРУЮЩЕЙ СХЕМЫ ПОЛУЧЕНИЯ $^{213}\text{Bi}$ ИЗ $^{221}\text{Fr}$ , НЕПРЕРЫВНО ОТДЕЛЯЕМОГО ОТ $^{225}\text{Ac}$

**С.В. Ермолаев, А.К. Скасырская**

*Институт ядерных исследований РАН, Москва, [ermolaev@inr.ru](mailto:ermolaev@inr.ru)*

Препараты, меченные  $\alpha$ -излучающим радионуклидом  $^{213}\text{Bi}$  ( $T_{1/2}=46$  мин.), получаемым из  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$  генератора, эффективны для лечения различных онкологических заболеваний. В настоящее время распространены генераторы, в которых материнский  $^{225}\text{Ac}$  ( $T_{1/2}=10$  дн.) удерживается органической катионообменной смолой AG MP-50, а образующийся из него  $^{213}\text{Bi}$  извлекают йодид-содержащим раствором.

Поскольку  $^{225}\text{Ac}$  распадается в  $^{213}\text{Bi}$  через  $^{221}\text{Fr}$  ( $T_{1/2} = 4.9$  мин), нами предложена генераторная схема, в которой  $^{213}\text{Bi}$  получают с помощью непрерывного отделения и распада промежуточного  $^{221}\text{Fr}$ . Схема включает в себя две колонки, заполненные экстракционно-хроматографической смолой Actinide Resin, экстрагент - бис(2-этилгексил)метандифосфоновая кислота (TrisKem Int.).  $^{225}\text{Ac}$  адсорбирован на первой колонке, откуда вымывают  $^{221}\text{Fr}$  разбавленными растворами минеральных кислот ( $\text{HCl}$ ,  $\text{HNO}_3$ ,  $\text{HClO}_4$ ). Затем элюат попадает в промежуточный сосуд объемом 5-10 мл для распада  $^{221}\text{Fr}$  в  $^{213}\text{Bi}$  и далее на вторую колонку, где  $^{213}\text{Bi}$  концентрируется. Раствор после второй колонки направляют на вход первой колонки, образуя замкнутый контур. Спустя  $\sim 4$  часа генератор достигает состояния, в котором  $^{213}\text{Bi}$  находится в динамическом равновесии с  $^{225}\text{Ac}$ , но пространственно от него отделен. Когда необходимо,  $^{213}\text{Bi}$  в течение 2-3 минут смывают со второй колонки небольшим объемом (0,5-0,7 мл) раствора 1 М  $\text{HCl}$ .

Была изготовлена и испытана модель циркулирующего  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$  генератора. В течение 1,5 месяцев было пропущено более 12 л раствора, и проведено 26 циклов извлечения  $^{213}\text{Bi}$  с эффективностью 75-80%. Благодаря использованию двух колонок с Actinide Resin примесь  $^{225}\text{Ac}$  в элюате  $^{213}\text{Bi}$  не превышала  $10^{-6}$  %, что на порядок лучше, чем при непосредственном отделении  $^{213}\text{Bi}$  от  $^{225}\text{Ac}$ , адсорбированного на AG MP-50. Это особенно важно в случае использования  $^{225}\text{Ac}$ , получаемого облучением природного тория протонами средних энергий, поскольку одновременно с  $^{225}\text{Ac}$  образуется  $\sim 0,1\%$  (на момент окончания облучения) долгоживущего изотопа  $^{227}\text{Ac}$  ( $T_{1/2}=21,8$  лет) [1].

[1]. S.V. Ermolaev et al. Production of actinium, thorium and radium isotopes from natural thorium irradiated with protons up to 141 MeV. Radiochimica Acta, 2012, v.100, pp. 223-229.



## **ПРОИЗВОДСТВО МЕДИЦИНСКИХ РАДИОИЗОТОПОВ: МИРОВЫЕ ТЕНДЕНЦИИ И ВОЗМОЖНОСТИ РОССИИ**

**Б.Л. Жуйков**

*Институт ядерных исследований РАН, Москва, bz@inr.ru*

Производство радионуклидов в мире быстро развивается. Однако основное направление развития в последнее время – не наращивание объема производства стандартных радионуклидов, а повышение надежности их поставок, качества продукции и соответствие всем международным требованиям. Например, общие потребности и производство основного медицинского радионуклида изотопа молибдена-99, используемого для диагностики по дочернему технецию-99m, снизилось за последние годы с более чем 12 тыс. кюри в неделю (в расчете на 6 дн. распад) до примерно 9 тыс., несмотря на увеличение потребности  $^{99}\text{Mo}$  в развивающихся странах. В то же время растет потребность радионуклидов для высокоинформативной диагностики с помощью ПЭТ, а также для эффективной терапии онкологических заболеваний. В этой ситуации особую роль играет развитие новых перспективных исследований.

На основе достижений отечественной радиохимии, действующих ядерных установок и новых инженерных разработок в России имеется большой потенциал для развития новых методов производства перспективных медицинских изотопов. Так как потребности изотопов для ядерной медицины в стране пока невелики, исследования и разработки целесообразно ориентировать не только на российское потребление, а на потребности развитых стран, развивая с ними эффективную коллаборацию с последующим или одновременным внедрением в России.

Пример ИЯИ РАН продемонстрировал возможность такого сотрудничества с различными западными и российскими организациями в разработке методов производства  $^{82}\text{Sr}$ ,  $^{117\text{m}}\text{Sn}$ ,  $^{225}\text{Ac}$  и др. радионуклидов, а также генератора  $^{82}\text{Sr}/^{82}\text{Rb}$ , уже внедренного в РНЦРХТ им. А.М.Гранова.

Для эффективного создания новых технологий в этой области в России необходимо следующее:

- 1) Преодоление межведомственных барьеров в финансировании исследований и разработок;
- 2) организацию независимых международных комитетов, распределяющих средства;
- 3) сокращение бюрократической нагрузки на научные учреждения;
- 4) организация эффективного международного сотрудничества.

## ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ $^{89}\text{Zr}$ ИЗ ОБЛУЧЁННЫХ ИТТРИЕВЫХ МИШЕНЕЙ

**А.Г. Казаков<sup>1,2)</sup>, Р.А. Алиев<sup>1,2)</sup>, В.С. Остапенко<sup>1,2,4)</sup>,  
А.Б. Присёлкова<sup>3)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1,2,4)</sup>**

*1) – Национальный Исследовательский Центр «Курчатовский институт», Москва, Kazakov\_AG@rrcki.ru*

*2) – Московский Государственный Университет им. М.В.Ломоносова, Москва*

*3) – Научно-исследовательский институт ядерной физики им. Д.В. Скобельцына Московского Государственного Университета им. М.В. Ломоносова, Москва*

*4) – Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского Российской академии наук, Москва*

$^{89}\text{Zr}$  обладает ядерно-физическими характеристиками, оптимальными для ПЭТ и в настоящее время всё чаще используется в ПЭТ с моноклональными антителами.  $^{89}\text{Zr}$  испускает позитроны с максимальной энергией 897 кэВ (22.3%) и средним пробегом в тканях 1,18 мм. Длительный период полураспада в 78,4 ч позволяет применять нуклид в виде конъюгатов с антителами, которые относительно медленно распределяются по организму. Здесь  $^{89}\text{Zr}$  имеет преимущество в сравнении с  $^{68}\text{Ga}$ ,  $^{64}\text{Cu}$ ,  $^{86}\text{Y}$ .

$^{89}\text{Zr}$  выделяют из облучённых иттриевых мишеней методом экстракционной хроматографии гидроксаматных смолах, обладающих высоким сродством к  $\text{Zr(IV)}$ . Для элюирования приходится применять ещё более сильный комплексообразователь – оксалат, чьё присутствие в организме нежелательно. Таким образом, после выделения  $\text{Zr(IV)}$  без носителя требуется дополнительная очистка от оксалатов.

В работе рассмотрена возможность одностадийного выделения  $^{89}\text{Zr}$  из облучённой иттриевой мишени на различных коммерчески доступных экстракционно-хроматографических сорбентах (TEVA, UTEVA, TRU и LN resin). Определены коэффициенты удерживания  $\text{Zr}$  на сорбентах TEVA и LN (в среде  $\text{HCl}$ ), TRU (в  $\text{HCl}$  и  $\text{HNO}_3$ ). Предложены оптимальные условия разделения  $\text{Zr(IV)}$  и  $\text{Y(III)}$  на всех сорбентах. В каждом случае коэффициент разделения составил не менее  $10^5$ . Все выбранные сорбенты позволяют получить  $^{89}\text{Zr}$  в растворе разбавленных минеральных кислот.

Работа выполнена в рамках проекта РФФИ № 18-33-00649.

**СВЯЗЫВАНИЕ КОНЬЮГАТОВ ИНГИБИТОРОВ  
ПРОСТАТИЧЕСКОГО СПЕЦИФИЧЕСКОГО МЕМБРАННОГО  
АНТИГЕНА С КАТИОНАМИ РАДИОНУКЛИДОВ,  
ПРИМЕНЯЕМЫХ В ПЭТ-ДИАГНОСТИКЕ И ТЕРАПИИ**

**Т.П. Калмыкова<sup>1)</sup>, Б.В. Егорова<sup>1)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>, С.А. Петров<sup>1)</sup>,  
А.Э. Мачулкин<sup>1)</sup>, А.А. Ларенков<sup>2)</sup>, Г.Е. Кодина<sup>2)</sup>, Е.К. Белоглазкина<sup>1)</sup>,  
А.Г. Мажуга<sup>1,3)</sup>, Н.В. Зык<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва, E-mail*

*<sup>2)</sup> – Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И.  
Бурназяна, Москва*

*<sup>3)</sup> – Российский химико-технологический университет имени Д.И.  
Менделеева, Москва*

Одним из наиболее распространенных онкологических заболеваний среди мужского населения является рак предстательной железы (РПЖ), при этом существующие методы диагностики не обеспечивают достаточной точности. Разработка РФП на основе ингибиторов простатического специфического мембранного антигена (ПСМА) является актуальным и перспективным направлением. Так как на поверхности клеток почти всех типов РПЖ демонстрируется сверхэкспрессия ПСМА, молекулы, обладающие сродством к ПСМА, содержащие радионуклид, могут использоваться как векторы в ПЭТ-диагностике (<sup>68</sup>Ga, <sup>64</sup>Cu) и терапии РПЖ (<sup>67</sup>Cu, <sup>90</sup>Y). Кроме того, препараты на основе ингибиторов ПСМА обладают высокой степенью накопления в опухоли, при этом быстро выводятся из организма.

В нашей работе мы используем ингибиторы ПСМА на основе мочевины, где хелаторами являются DOTA и NODAGA. Для отработки методики связывания радионуклидов с конъюгатом ингибитора ПСМА, а также исследования химических свойств комплекса использовались стабильные катионы металлов (перхлораты Cu<sup>2+</sup>, Ga<sup>3+</sup> и Y<sup>3+</sup>).

Методом спектрофотометрического титрования для комплекса ПСМА с медью определена стехиометрия комплекса Cu:NODAGA:ПСМА=1:1, а также значение логарифма константы комплексообразования lgK=18,1±0,5.

Для комплекса Cu-ПСМА, как наиболее оптимальный выбран градиентный режим ВЭЖХ, где элюентами являются: 0,1% ТФУ в H<sub>2</sub>O и ацетонитрил. Время выхода составило 7 минут.

## ПОТЕНЦИАЛЬНЫЕ ПЭТ РАДИОТРЕЙСЕРЫ НА ОСНОВЕ СТРУКТУРЫ БИФЕНОЛА ДЛЯ ВИЗУАЛИЗАЦИИ НЕЙРОВОСПАЛЕНИЯ

М.М. Киселева<sup>1)</sup>, О.Ф. Кузнецова<sup>2)</sup>, Н.Б. Викторов<sup>3)</sup>, М.А. Егорова<sup>4)</sup>,  
К.В. Сивак<sup>4)</sup>, Д.Д. Ваулина<sup>2)</sup>, А.Д. Коротков<sup>2)</sup>, Н.А. Гомзина<sup>2)</sup>

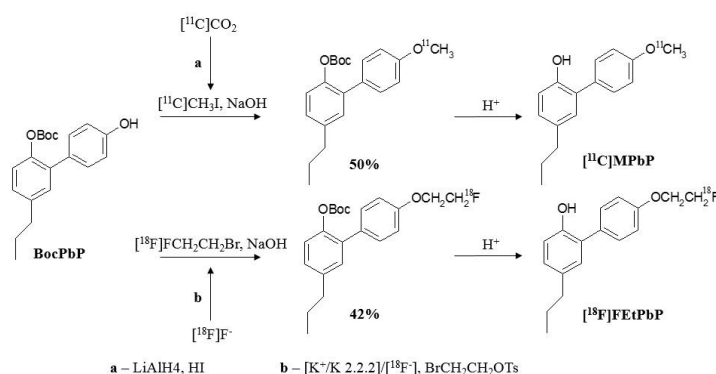
<sup>1)</sup> – Санкт-Петербургский государственный университет;

<sup>2)</sup> – ФГБУН Институт мозга человека им. Н.П. Бехтеревой, Санкт-Петербург, [gomzina@ihb.spb.ru](mailto:gomzina@ihb.spb.ru);

<sup>3)</sup> – Санкт-Петербургский государственный технологический институт;

<sup>4)</sup> – ФГБУ «НИИ группа» МЗ РФ, Санкт-Петербург

Известно, что процессы нейровоспаления лежат в основе механизма повреждения нейронов и играют ключевую роль в развитии нейродегенеративных заболеваний. Энзим циклооксигеназа 2 (СОХ-2) является одним из наиболее изученных биомаркеров нейровоспаления. В качестве потенциальных ПЭТ радиотрейсеров для *in vivo* визуализации экспрессии СОХ в работе впервые предложены соединения, меченные короткоживущими изотопами фтор-18 ( $T_{1/2} = 109,7$  мин) и углерод-11 ( $T_{1/2} = 20,4$  мин) –  $[^{11}\text{C}]\text{MPbP}$  и  $[^{18}\text{F}]\text{FEtPbP}$ , имеющие структуру неолигнана 4-*O*-метилхонокиола (МХ), специфически связывающегося с СОХ-2.



Соединения  $[^{11}\text{C}]\text{MPbP}$  и  $[^{18}\text{F}]\text{FEtPbP}$  были получены путем <sup>11</sup>C-метилирования и <sup>18</sup>F-фторэтилирования предшественника с помощью синтонов ( $[^{11}\text{C}]\text{CH}_3\text{I}$  и  $[^{18}\text{F}]\text{FCH}_2\text{CH}_2\text{Br}$ ) с эффективностью 50 и 42 %, соответственно, с последующим гидролизом интермедиатов. Исследование связывания с СОХ-2 методом поверхностного плазмонного резонанса  $\text{MPbP}$ ,  $\text{FEtPbP}$  и целекоксиба, селективного СОХ-2 ингибитора, а также сравнительное изучение их противовоспалительной активности на модели каррагенинового отека лапы у мышей показало, что предложенные соединения могут использоваться для визуализации экспрессии СОХ-2.

Работа поддержана грантом РФФИ–№17-04-02119/18.

## ПРОБЛЕМЫ КОНВЕРСИИ РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРОИЗВОДСТВА

Г.Е. Кодина

*ГНЦ Федеральный медицинский биофизический центр им. А.И.  
Бурназяна ФМБА России (ФМБЦ), г. Москва; gkodina@yandex.ru*

Несмотря на интенсивное развитие различных методов инструментальной диагностики и терапии, доля использования технологий ядерной медицины не только не снижается, но имеет тенденцию к интенсивному росту. Это связано с развитием и внедрением в клиническую практику новых методов ранней диагностики, в первую очередь позитронной эмиссионной томографии, разработкой новых высокоспецифичных радиофармацевтических препаратов (РФП), появлением аппаратуры нового поколения, позволяющей проводить оценку функционально-морфологического состояния органов на молекулярном уровне, и внедрением принципиально новых методов локального облучения новообразований. Сочетанное использование этих технологий позволяет внести конкретный вклад в лечебно-диагностическую программу повышения продолжительности жизни населения, а также значительно снизить финансовые затраты на лечение за счёт повышения эффективности и сокращения сроков стационарного и амбулаторного лечения.

Требования к современному производству лекарственных средств, к которым относятся и РФП, диктуют необходимость новых подходов как к поиску методов синтеза и анализа соединений, перспективных для применения в качестве РФП, так и к организации радиофармацевтического производства, а именно:

- 1) основа – биологическая мишень и поиск соединений, обладающих специфичностью к этой мишени;
- 2) стратегия синтеза меченого соединения, жестко связанная с химическими свойствами радионуклида;
- 3) получение исходного радионуклида фармацевтического качества;
- 4) создание лекарственной формы РФП;
- 5) организация маломасштабного, но исключительно чистого (с одной стороны - радионуклидная, радиохимическая чистота и радиационная безопасность, с другой стороны – микробиологическая и фармацевтическая чистота); понятно, что такое производство требует значительных финансовых затрат;
- 6) пациент должен получить медицинскую услугу по приемлемой стоимости в рамках доступных механизмов финансирования, в том числе государственного.

Таким образом, необходимо серьезное рассмотрение концепции «ядерной аптеки» как это реализовано во многих странах мира.

**МЕЧЕННЫЕ ФТОРОМ-18 ПРОИЗВОДНЫЕ ТРИПТОФАНА:  
ВЛИЯНИЕ СТРУКТУРЫ НА УСТОЙЧИВОСТЬ К МЕТАБОЛИЗМУ**

**Р.Н. Красикова<sup>1)</sup>, A. Vazques-Romero<sup>2)</sup>, E. Revuniv<sup>2)</sup>, P. Johnström<sup>3)</sup>,  
L. Tari<sup>2)</sup>, M. Tóth<sup>2)</sup>, S. Erhardt<sup>2)</sup>, S. Cervenka<sup>2)</sup>, M. Schou<sup>3)</sup>**

<sup>1)</sup> – *ФГБУН Институт мозга человека им. Н. П. Бехтеревой РАН,  
Санкт-Петербург; raisa@ihb.spb.ru*

<sup>2)</sup> – *Center for Psychiatry Research, Karolinska Institutet and Stockholm  
County Council, Stockholm, Sweden*

<sup>3)</sup> – *PET Science Centre, Precision Medicine and Genomics, IMED Biotech  
Unit, AstraZeneca, Karolinska Institutet, Stockholm, Sweden*

Меченные фтором-18 ароматические аминокислоты в течение многих лет используются в ПЭТ диагностике опухолей и нейропсихических заболеваний, вызванных нарушениями взаимодействий рецепторов и нейротрансмиттеров. В дополнение к таким известным РФП как 6-L-[<sup>18</sup>F]FDOPA и 6-L-[<sup>18</sup>F]-*m*-тирозин, в последние годы отмечается огромный интерес к производным триптофана, входящего в число незаменимых аминокислот. Триптофан (Trp) модулирует неврологические и иммунологические функции через целый ряд метаболитов, включая серотонин и кинуренины. Нарушения метаболизма триптофана в мозге (серотониновый путь) отмечены при болезни Паркинсона и Альцгеймера, тогда как нарушения кинуренинового пути метаболизма могут служить одной из причин возникновения злокачественных новообразований.

Интерес к РФП на основе Trp в большой степени обусловлен появившимися недавно новыми возможностями синтеза <sup>18</sup>F-фторированных аналогов реакцией прямого нуклеофильного радиофторирования пинаколборонатов при катализе комплексами меди. Этим методом были получены 4-, 5-, 6- и 7-[<sup>18</sup>F]FTrps. Из них, как показали ПЭТ исследования на мышах, лишь 7-[<sup>18</sup>F]FTrp устойчив к потере метки в результате метаболизма [Zlatopolskiy et al., 2017]. Вместе с тем «золотым стандартом» для ПЭТ исследований человека является <sup>11</sup>C- $\alpha$ -methyl-Trp ([<sup>11</sup>C]AMTrp), применение которого ограничено ввиду сложного четырехстадийного метода синтеза, и получение фторированных аналогов AMT представляет особый интерес. В данной работе 6-[<sup>18</sup>F]FAMTrp был получен реакцией радиофторирования соответствующего пинаколбороната в присутствии Cu(OTf)<sub>2</sub>(Py)<sub>4</sub> (DMA, 110°C, 20 мин). ПЭТ исследования подтвердили сходство кинетики накопления [<sup>11</sup>C]AMTrp и 6-[<sup>18</sup>F]FAMTrp в мозге здоровых мышей. Важно, что что 6-[<sup>18</sup>F]FAMTrp, в отличие от 6-[<sup>18</sup>F]FTrp, оказался устойчив к метаболизму и может рассматриваться в качестве перспективного РФП для изучения серотонинового пути метаболизма Trp после дальнейшего изучения.

**ИССЛЕДОВАНИЕ КОМПЛЕКСОВ  $^{111}\text{In}$ ,  $^{111\text{m}}\text{Cd}$ ,  $^{152,154}\text{Eu}$  С ДТПА С  
ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДА ВОЗМУЩЕННЫХ УГЛОВЫХ  
КОРРЕЛЯЦИЙ**

**Е.С. Куракина<sup>1,2)</sup>, А.И. Величков<sup>1)</sup>, В.И. Радченко<sup>3)</sup>,  
Э.П. Магомедбеков<sup>2)</sup>, Д.В. Философов<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – *Лаборатория ядерных проблем, ОИЯИ, г. Дубна, kurakina@jinr.ru*

<sup>2)</sup> – *Российский химико-технологический университет им. Д.И.  
Менделеева, г. Москва*

<sup>3)</sup> – *Канадская национальная лаборатория физики элементарных  
частиц и ядерной физики TRIUMF, г. Ванкувер*

В мишенной терапии и диагностике необходимым условием применения радиофармпрепарата является стабильность системы хелатор-радионуклид. Пост-эффекты радиоактивного распада могут послужить причиной развала такой системы. Метод Возмущенных Угловых Корреляций (ВУК) – один из самых эффективных методов в изучении поведения комплексов радионуклида с хелатирующим агентом [1].

$^{111}\text{In}$  ( $T_{1/2} = 2.8$  дня) как наиболее распространенный радионуклид для исследования методом ВУК, так же является широко используемым диагностическим агентом в области ядерной медицины. Кроме того, некоторые редкоземельные элементы перспективны в применении их в качестве терапевтических агентов. Например,  $^{177}\text{Lu}$  показал хорошие результаты при терапии рака предстательной железы [2]. Так как рассматриваемые изотопы  $^{152,154}\text{Eu}$  ( $T_{1/2} = 13.5$  и  $8.6$  лет, соответственно) имеют подходящий период полураспада для длительных исследований, полученные результаты могут быть применены к другим лантаноидам (с меньшим временем жизни) в виду схожих свойств.

В данной работе были рассмотрены четыре радионуклида ( $^{111}\text{In}$ ,  $^{111\text{m}}\text{Cd}$ ,  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ) с хелатором диэтилентриаминпентауксусной кислотой (ДТПА) при различных значениях рН в одинаковых условиях. Определены константы устойчивости этих комплексов, а также влияние пост-эффектов на систему радионуклид-хелатор, которое играет определяющую роль в применении в качестве прекурсоров радиофармпрепаратов.

[1] Jancso A., et al. // J. Phys. G Nucl. Part. Phys. 2017. Vol. 44: 64003.

[2] Bräuer A. et al. // Eur. J. Nucl. Med. Mol. Imaging 2017. Vol. 44:1663–1670.

**ОПТИМИЗАЦИЯ УСЛОВИЙ МЕТОДА ТРИТИЕВОЙ  
ПЛАНИГРАФИИ ПРИ ИССЛЕДОВАНИИ РАЗЛИЧНЫХ  
АГРЕГАТОВ БЕЛКА ОБОЛОЧКИ ВИРУСА ТАБАЧНОЙ МОЗАИКИ**

**А.Л. Ксенофонтов<sup>1)</sup>, Е.Н. Богачева<sup>2)</sup>, Н.В. Федорова<sup>1)</sup>, Е.В. Лукашина<sup>1)</sup>,  
А.А. Долгов<sup>2)</sup>, Е.Н. Добров<sup>1)</sup>, М.Г. Чернышева<sup>3)</sup>, Г.А. Бадун<sup>3)</sup>**

*<sup>1)</sup> – НИИ физико-химической биологии им. А.Н. Белозерского МГУ,  
Москва, ksenofon@belozersky.msu.ru*

*<sup>2)</sup> – Институт химической физики им. Н.Н. Семенова РАН, Москва,  
bogen\_chph@mail.ru*

*<sup>3)</sup> – МГУ им.М.В. Ломоносова, Химический Факультет МГУ, Москва,  
badunga@yandex.ru*

Метод тритиевой планиграфии, используемый для исследования структурной организации белков и их супрамолекулярных комплексов, основан на неселективном включении в стерически доступные углеводородные фрагменты аминокислотных остатков атомарного трития, полученного методом термической активации на вольфрамовой проволоке при 2000 К. Показано, что «горячие» атомы трития не теряют свою энергию после первого столкновения с мишенью и способны замещать водород на тритий по связи С-Н при бомбардировке замороженных водных суспензий. При интерпретации полученных результатов необходимо учитывать наличие гидратной оболочки у белков, так как связанные молекулы воды могут существенно влиять на распределение метки по аминокислотным остаткам.

В данной работе проведено сравнительное исследование распределения трития по аминокислотным остаткам белка оболочки вируса табачной мозаики (ВТМ) при обработке атомарным тритием нативных вирионов и свободного белка в виде ди- и тримеров, существующих в растворе при комнатной температуре, а также более крупных частиц, образующихся при нагревании. Полученные результаты сравнивали с компьютерным моделированием процесса включения трития, развиваемого в ИХФ им. Н.Н. Семенова РАН. Обнаружено, что удельная радиоактивность аминокислотных остатков зависит как от степени агрегации белков, так и содержания воды в исследуемых объектах. В случае крупных частиц, полученных термообработкой вирионов, приемлемые величины удельной радиоактивности аминокислот достигались только для лиофилизированных препаратов.

Работа выполнена при поддержке РФФИ (проект 18-04-00525а) и финансирования ИХФ РАН (тема 0082-2014-0001, № АААА-А17-117040610310-6).



**ОПТИМИЗАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ НАБОРА  
ЛИОФИЛИЗИРОВАННЫХ РЕАГЕНТОВ ДЛЯ ПРИГОТОВЛЕНИЯ  
РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ЛЕКАРСТВЕННОГО  
ПРЕПАРАТА «СИНОРЕН,  $^{188}\text{Re}$ »**

**Е.А. Лямцева, Н.А. Таратоненкова, Г.Е. Кодина, А.О. Малышева**

***ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва,  
Lena1746364.91@mail.ru***

Радиофармацевтический лекарственный препарат (РФЛП) «Синорен,  $^{188}\text{Re}$ » разработан для радионуклидной терапии ревматических заболеваний. Радиосиноэктомия является альтернативным методом по отношению к хирургическому вмешательству, она менее травматична и опасна, значительно проще в выполнении и не требует сложных и длительных реабилитационных мероприятий. Этот метод лучевой терапии заключается во внутрисуставном введении РФЛП в виде микрочастиц, содержащих радионуклиды с высокой энергией бета-излучения, которые воздействует на синовиальную оболочку сустава.

Для успешного применения препарата в клинических условиях была разработана технология получения необходимых реагентов путем лиофилизации. Набор для получения РФЛП «Синорен,  $^{188}\text{Re}$ » состоит из 2 флаконов – реагент № 1 и реагент № 2. В состав лиофилизированного реагента № 1 входит олово дихлорид дигидрат, которое гарантирует восстановление радионуклида при получении РФЛП, и полисорбат 80, который является стабилизатором размера частиц суспензии. Лиофилизированный реагент № 2 содержит натрий гидрофосфат додекагидрат, натрий фосфат додекагидрат и натрий гидроксид. Такое сочетание реактивов необходимо для создания приемлемого значения рН готового препарата для внутрисуставного введения.

Полученный состав набора лиофилизированных реагентов обеспечивает приготовление РФЛП «Синорен,  $^{188}\text{Re}$ » в медицинской организации в две стадии. На первой происходит восстановление рения-188 в кислой среде с образованием активной суспензии, на второй стадии осуществляется корректировка рН до значений от 2,5 до 5,5. Установлено, что РФЛП «Синорен,  $^{188}\text{Re}$ », приготовленный из набора лиофилизированных реагентов, представляет собой суспензию со средним динамическим диаметром частиц от 2 до 10 мкм и радиохимической чистотой более 90 %, которая не теряет своего качества в течение 3 суток.

Данная работа проводилась в рамках Федеральной целевой программы «Развитие фармацевтической и медицинской промышленности Российской Федерации на период до 2020 года и дальнейшую перспективу», Государственный контракт от 15.06.2015 № 14.N08.12.0044.

**ИЗУЧЕНИЕ ФОТОЯДЕРНОГО МЕТОДА НАРАБОТКИ ОЖЕ-ЭМИТТЕРА  $^{195m}\text{Pt}$**

**А.Ш. Мадумаров, Н.В. Аксенов, Г. Божиков**

*ОИЯИ, Дубна, alexm@jinr.ru*

Одним из перспективных радионуклидов для персонализированной медицины является изомер  $^{195m}\text{Pt}$ . Помимо удобного периода полураспада (4 дня) его распад сопровождается низкоэнергетическим  $\gamma$ -излучением, а также множественной генерацией Оже-электронов.

В литературе есть указание на ядерные реакции, пригодные для получения  $^{195m}\text{Pt}$  [1,2]. Тем не менее предпринятые попытки ее наработки с высокой удельной активностью, достаточным выходом и по доступной цене оказались неудачными.

В данной работе исследуется получение  $^{195m}\text{Pt}$  фотоядерным методом на микротроне МТ-25 в реакциях:  $^{196}\text{Pt}(\gamma, n)^{195m}\text{Pt}$ ,  $^{195}\text{Pt}(\gamma, \gamma')^{195m}\text{Pt}$ . Показан выход  $\geq 1$  МБк/мг Pt и высокая радиохимическая чистота получаемого образца. Применяя метод Сцилларда-Чалмерса, можно достичь более высокой удельной активности используя мишень, содержащую цисплатину и криптомелан для сбора горячих атомов. Обсуждается вопрос о возможностях повышения выхода и удельной активности изомера  $^{195m}\text{Pt}$  и полученные результаты сравниваются с предыдущей нашей работой [3] и другими работами [1,2].

Литература:

[1]. Hoeschele et al. *Radiochimica Acta* 31 (1982) 27-36

[2]. Qaim et al. *Applied Radiation and Isotopes* 66 (2008) 545–551

[3]. Карамян С.А., и др. Оценка методов получения изомера  $^{195m}\text{Pt}$  // Известия РАН, серия физическая, 2014. Т. 78. С. 549.

**КОМПЛЕКС  $\text{Bi}^{3+}$  С АЗАКРАУН-ЛИГАНДОМ И ДОТА-ТЕТРАПЕПТИДОМ**

**Е.В. Матазова<sup>1)</sup>, Б.В. Егорова<sup>1)</sup>, А.Д. Зубенко<sup>2)</sup>, О.А. Федорова<sup>2)</sup>, Ю.В. Федоров<sup>2)</sup>, Д.В. Авдеев<sup>3,4,5)</sup>, Д.С. Хачатрян<sup>5)</sup>, В.Н. Осипов<sup>5)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1,5)</sup>**

*1) – МГУ имени М.В. Ломоносова, химический факультет, Москва, ek.matazova@yandex.ru*

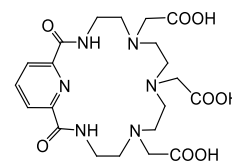
*2) – Институт элементоорганических соединений имени А.Н. Несмеянова, Москва*

*3) – РХТУ имени Д.И. Менделеева, Москва*

*4) – Высший химический колледж РАН, Москва*

*5) – НИЦ "Курчатовский институт", Москва*

Направленная терапия с использованием  $\alpha$ -излучателей является более эффективной альтернативой  $\beta^-$ -излучателям для лечения отдельных кластеров раковых опухолей и метастаз. Перспективными  $\alpha$ -излучателями для терапии онкологических заболеваний являются  $^{212/213}\text{Bi}$  радиоизотопы. В составе РФП часто используют лиганд  $\text{H}_4\text{DOTA}$ . В работе рассмотрено комплексообразование  $^{207}\text{Bi}$  с новым азакраун-лигандом **L**, который, в отличие от  $\text{H}_4\text{DOTA}$ , связывает катионы уже при  $T_{\text{комн}}$ . Одной из целей работы являлось исследование устойчивости  $^{207}\text{BiL}$  и его биораспределения.



**L**

Было установлено, что степень мечения  $>98\%$  достигается уже при  $c(\text{L})=3 \cdot 10^{-4}\text{M}$ . В течение, по крайней мере, 1 суток комплекс  $^{207}\text{BiL}$  устойчив в присутствии катионов  $\text{Ca}^{2+}$  (5 мМ),  $\text{Mg}^{2+}$  (5 мМ),  $\text{Zn}^{2+}$  (0,1мМ). В присутствии  $\text{Cu}^{2+}$  (0,1мМ) через 15 мин наблюдалась диссоциация 70% исходного количества  $^{207}\text{BiL}$ . В эксперименте по определению устойчивости в сыворотке было показано, что комплекс  $^{207}\text{BiL}$  более устойчив, чем комплекс  $\text{Bi}^{3+}$  с  $\text{H}_4\text{EDTA}$ , но менее стабилен, чем комплекс с  $\text{H}_4\text{DOTA}$ . Исследование биораспределения  $^{207}\text{BiEDTA}$  и  $^{207}\text{BiL}$  в здоровых мышцах показало в 2-3 раза меньшее накопление  $^{207}\text{BiL}$  во всех органах по сравнению с  $^{207}\text{BiEDTA}$  и быстрое выведение  $^{207}\text{BiL}$  из организма.

В качестве средств доставки РФП к раковым клеткам часто используют биомолекулы, которые образуют конъюгат с комплексом, например, пептиды. Ввиду перспективности исследуемого лиганда возможно его конъюгирование тетрапептидом – производным соматостатина. На первом этапе были подобраны условия мечения катионом  $^{207}\text{Bi}^{3+}$  тетрапептида, конъюгированного с DOTA: 90°C, 30 мин, pH 5-8, а также показана устойчивость данного конъюгата в сыворотке.

**ИССЛЕДОВАНИЕ НОВОГО ТЕТРАФОСФОНАТА КАК  
КОМПОНЕНТА ОСТЕОТРОПНОГО РАДИОФАРМПРЕПАРАТА НА  
ОСНОВЕ  $^{68}\text{Ga}$**

**Ю.А. Митрофанов<sup>1)</sup>, И.А. Караваев<sup>2)</sup>, А.Я. Марук<sup>3,4)</sup>, Г.С. Цебрикова<sup>4)</sup>,  
В.П. Соловьев<sup>4)</sup>, В.Е. Баулин<sup>4)</sup>, А.А. Ларенков<sup>3)</sup>, Г. Е. Кодина<sup>3)</sup>**

*1) – РХТУ им. Д.И. Менделеева*

*2) – МИТХТ им. М.В. Ломоносова*

*2) – ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России*

*3) – ИФХЭ РАН*

Производные фосфоновых кислот являются перспективными бифункциональными компонентами радиофармпрепаратов на основе радионуклидов металлов. Они не только могут образовывать прочные комплексы с радионуклидом, но и обладают сродством к костному матриксу для визуализации поражений скелета. Целью настоящей работы был поиск условий получения устойчивых комплексов 1,7-диамино-4-окса-гептан-1,1,7,7-тетрафосфоновой кислоты (ДОГТФК) с  $^{68}\text{Ga}$  и определение сродства полученных соединений к костным тканям.

В результате исследований произведена оценка константы комплексообразования Ga-ДОГТФК, которая составила 26.7. Осуществлен подбор ТСХ-систем для определения выхода реакции комплексообразования с  $^{68}\text{Ga}$  и изучена его зависимость от ряда факторов: концентрации лиганда в реакционной смеси, кислотности реакционной смеси, а также природы буферного агента. В качестве буферных агентов использовали растворы карбоната, ацетата, сукцината, лактата и тартрата натрия. Полученные результаты позволяют сделать вывод о том, что проведение реакции меченая в изученных условиях приводит к получению ряда различных комплексов  $^{68}\text{Ga}$ -ДОГТФК, причем природа буферного агента оказывает непосредственное влияние на состав продуктов реакции. Были найдены условия, позволяющие получить  $^{68}\text{Ga}$ -ДОГТФК с выходом не менее 90% при использовании каждого из буферных агентов. Сродство полученных соединений к костным тканям было оценено с использованием экспериментов *in vitro* по связыванию с гидроксиапатитом. Результаты исследования показывают, что наилучшее связывание меченых соединений с гидроксиапатитом наблюдается при получении комплексов  $^{68}\text{Ga}$ -ДОГТФК с использованием сукцинатного и лактатного буферов.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ (грант № 18-33-00685).

**ОКИСЛИТЕЛЬНОЕ ДЕКАРБОНИЛИРОВАНИЕ  
ПЕНТАКАРБОНИЛИОДИДА ТЕХНЕЦИЯ В ПРИСУТСТВИИ  
ЖЕЛЕЗА(III)**

**Ю.А. Наумова, А.Е. Мирославов, Г.В. Сидоренко**

*АО Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург,  
amiroslavov@khlopin.ru*

Ранее было установлено, что  $^{99m}\text{Tc}$  характеризуется высоким накоплением в тканях легких [1]. Но механизм этого процесса не был изучен. Авторы предположили, что причиной может быть быстрое окисление комплекса  $[\text{TcI}(\text{CO})_5]$  в легочной ткани активированными формами кислорода (например, комплексом молекулярного кислорода с гемоглобином). Для проверки этой гипотезы необходимо проведение опытов с модельными системами. В качестве простейшей модели было изучено окисление  $[\text{TcI}(\text{CO})_5]$  под действием молекулярного кислорода и железа(III).

Первоначально установили, что данный комплекс не окисляется молекулярным кислородом, а медленно с такой же скоростью как и в отсутствие кислорода термически декарбонируется в растворе  $\text{CH}_3\text{CN}$  с образованием  $[\text{TcI}(\text{CO})_3(\text{NCCCH}_3)_2]$ . При введении  $\text{FeCl}_3$  в раствор  $[\text{TcI}(\text{CO})_5]$  в  $\text{CH}_3\text{CN}$  наблюдали быстрое разложение пентакарбонила с образованием  $[\text{Tc}(\text{CO})_3(\text{NCCCH}_3)_3]^+$  и  $\text{I}_2$ . Таким образом, из трех потенциально окисляемых центров в молекуле  $[\text{TcI}(\text{CO})_5]$  [атом  $\text{Tc(I)}$ , иодидный лиганд, формально двухвалентный углерод в лигандах  $\text{CO}$ ] иодидный лиганд окисляется в первую очередь, причем процесс сопровождается отщеплением двух групп  $\text{CO}$ .

При обработке кинетических данных в сравнение с термическим декарбонированием  $[\text{TcI}(\text{CO})_5]$  (константа скорости составила  $3 \cdot 10^{-6} \text{ c}^{-1}$ ), реакция окислительного декарбонирования с железом проходит в начальный момент времени (180 с) в 1684 раз быстрее. Вероятно, это и является одной из причин накопления пентакарбонила в легочной ткани.

[1]. Miroslavov A.E. et al. Evaluation of  $^{99m}\text{Tc}(\text{CO})_5\text{I}$  as a potential lung perfusion agent. Nuclear Medicine and Biology 2009;36.73– 79.

## ОЦЕНКА ЭФФЕКТОВ КОМБИНИРОВАННОГО РАДИАЦИОННО-УЛЬТРАЗВУКОВОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА МОДЕЛЬНЫЕ ОБЪЕКТЫ (КОМПЛЕКСНОЕ СОЕДИНЕНИЕ, ФЕРМЕНТ, БАКТЕРИЯ)

А.Л. Николаев<sup>1)</sup>, С.Е. Мазина<sup>1)</sup>, А.В. Гопин<sup>1)</sup>, А.В. Саранцев<sup>1)</sup>,  
М.Д. Харламова<sup>2)</sup>, Д.В. Шушпанова<sup>2)</sup>, О.В. Кирюхин<sup>1)</sup>, В.Г. Петров<sup>1)</sup>,  
С.Н. Калмыков<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, Москва

<sup>2)</sup> – Российский университет дружбы народов

Общим подходом к решению проблемы создания персонализированных схем терапии является разработка комбинированных методов лечения. Ультразвуковая и  $\gamma$ -терапия по отдельности широко применяются в лечении злокачественных опухолей. В настоящее время отсутствует физико-химическая и биофизическая база их комбинированного применения. Вместе с тем, результатом сочетанного применения ультразвука и  $\gamma$ -излучения в клинической практике часто является суперрадикативный эффект. Целью работы было исследование эффектов последовательного действия ультразвука и  $\gamma$ -излучения на объекты разного уровня структурной сложности и выявление условий возникновения суперрадикативности.

Для исследования были выбраны: соносенсебилизатор – октанатриевая соль окта-4,5-карбокситаллоцианина кобальта III (терафтал), фермент – щелочная фосфатаза и бактерии *Lactobacillus casei*. Такой набор объектов позволил охватить три структурных уровня организации – молекула, биомолекула, организм, что давало возможность оценить уровень сложности объекта, на котором можно ожидать проявления суперрадикативности.

В работе использовали ультразвук с частотой 0,88 МГц и интенсивностью 2 Вт/см<sup>2</sup> и облучение от источника <sup>137</sup>Cs с мощностью дозы 2,3 Гр/мин. Результат оценивали по изменениям структурно зависимых параметров объектов при разных последовательностях воздействий ультразвука и  $\gamma$ -излучения. Выявлено наличие дозозависимого суперрадикативного эффекта, величина которого зависит от структурной сложности объекта и порядка воздействий. Он отсутствует у терафтала, слабо выражен у щелочной фосфатазы и отчетливо проявляется у бактерий *Lactobacillus casei*. Особенно ярко эффект наблюдается в присутствии нанофазы терафтала. Предложено объяснение найденных эффектов. Полученные результаты позволяют оптимизировать режимы комбинированного применения ультразвука и ионизирующего излучения в биологии и медицине и определить перспективные направления дальнейших исследований в этой области.

**ПОЛУЧЕНИЕ И ИСПЫТАНИЕ *IN VITRO* И *IN VIVO*  
ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ  $^{69m}\text{Zn}$ -СОДЕРЖАЩИХ  
РАДИОФАРМПРЕПАРАТОВ**

**М.А. Орлова<sup>1,2,3)</sup>, Т.П. Трофимова<sup>1,2,4)</sup>, А.П. Орлов<sup>1)</sup>, И.А. Иванов<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В.Ломоносова, [orlova.radiochem@mail.ru](mailto:orlova.radiochem@mail.ru)

<sup>2)</sup> – НМИЦ ДГОИ им. Дмитрия Рогачева,

<sup>3)</sup> – РНИМУ им. Н.И.Пирогова,

<sup>4)</sup> – Институт физиологически-активных веществ РАН

Цинк является вторым по значимости (после железа), но редокс-неактивным микроэлементом в организме человека, отвечая за регуляцию наиболее значимых биохимических процессов (включая транскрипцию) и ферментов. Цинк легко образует органические комплексы (к.ч. от 4 до 6), что позволяет использовать различные физиологически-активные лиганды, перспективные для медицинского применения. Среди радионуклидов цинка,  $^{69m}\text{Zn}$  имеет характеристики, применимые для лучевой терапии, в основном, для диагностического применения. Однако при условии таргетной доставки комплекса в опухоль,  $^{69m}\text{Zn}$  может использоваться и для терапии (особенно, солидных опухолей). Это является особенно перспективным, если лиганд также представляет собой антиопухолевый агент.

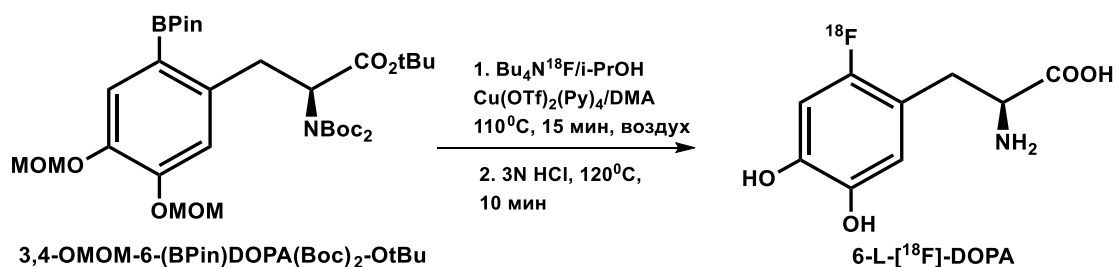
В данной работе были получены комплексы цинка и  $^{69m}\text{Zn}$  с некоторыми ингибиторами NO-синтазы и с аминопиримидином, т.е. с веществами, показавшими собственные антиопухолевые свойства. Апробацию препаратов проводили *in vitro* на различных линиях лейкемических клеток (K-562, HL-60, MOLT-4, MOLT-4(res)-резистентные к аспарагиназе) и *ex vivo* на клетках костного мозга нелеченых больных с диагнозом В-ОЛЛ, Т-ОЛЛ (острый лимфобластный лейкоз), ОМЛ (острый миелоидный лейкоз), а также *in vivo* определяли распределение радиопрепаратов пор органам на мышинной модели. В работе исследовали перспективы использования гидроксипатита различного способа получения (осаждением, термической обработкой и ферментативного) в качестве носителя препарата (сорбция, десорбция, связывание). Получены данные по устойчивости связывания цинка в комплексах ( $\log K > 10$ ), а также соединения охарактеризованы методами ТСХ с АРГ, спектрофотометрически. ИК,  $^1\text{H}$  ЯМР.

## НОВЫЙ ПОДХОД К СИНТЕЗУ 6-L-[<sup>18</sup>F]FDOPA, ВАЖНЕЙШЕГО ПЭТ РАДИОТРЕЙСЕРА КЛАССА АМИНОКИСЛОТ

**В.О. Орловская, О.Ф. Кузнецова, О.С. Федорова, Р.Н. Красикова**

**ФГБУН Институт мозга человека им. Н. П. Бехтеревой РАН, Санкт-Петербург, [orlovskaya@ihb.spb.ru](mailto:orlovskaya@ihb.spb.ru)**

6-L-[<sup>18</sup>F]FDOPA - уникальный ПЭТ радиотрейсер с широким спектром применения (диагностика болезни Паркинсона, глиом, нейроэндокринных опухолей), однако его внедрение в клиническую практику тормозится отсутствием эффективных методов синтеза. 6-L-[<sup>18</sup>F]FDOPA остается одним из немногих РФП, который получают методом электрофильного радиофторирования, заметно уступающим по простоте и производительности нуклеофильному методу. Предложенное недавно [Tredwell et al., 2014] использование пинаколборонатов в качестве предшественников в реакции нуклеофильного фторирования неактивированных аренов при катализе комплексами меди (II) обеспечивает прямое введение <sup>18</sup>F в ароматическое кольцо 6-L-[<sup>18</sup>F]FDOPA. На основе этого подхода нами разработан нуклеофильный метод синтеза 6-L-[<sup>18</sup>F]FDOPA, где для элюирования [<sup>18</sup>F]фторида с анионообменной смолы впервые предложено использовать раствор межфазного катализатора Bu<sub>4</sub>NOTf в *i*-PrOH. Это позволило достичь высокой эффективности элюирования (>90%) и элиминировать традиционные процедуры азеотропной осушки и испарения растворителей. Радиохимическая конверсия при радиофторировании пинаколборонового предшественника, предоставленного фирмой АВХ, Германия (см. схему ниже), составляла 80%. После гидролиза и ВЭЖХ очистки радиотрейсер был получен с радиохимическим выходом 20%, что сравнимо с литературными данными (22%, Preshlock et al., 2016), при выигрыше во времени синтеза (80 мин против 146 мин), с учетом периода полураспада <sup>18</sup>F в 110 мин. Метод отличается простотой и удобством в автоматизации и требует минимального количества реагентов: 8 мкмоль дорогостоящего предшественника и 5 мкмоль токсичного медного катализатора.



Работа поддержана грантом РФФИ, проект № 16-54-12062\18.



**РАДИОИЗОТОПНЫЙ КОМПЛЕКС РИЦ-80.  
НОВЫЕ МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ ГЕНЕРАТОРНОГО  
РАДИОНУКЛИДА Sr-82 И ДРУГИХ МЕДИЦИНСКИХ  
РАДИОНУКЛИДОВ**

**В.Н. Пантелеев, А.Е. Барзах, Ю.М. Волков, В.С. Иванов, С.А. Кротов,  
П.Л. Молканов, С.Ю. Орлов, М.Д. Селиверстов, Д.В. Федоров**

*Петербургский институт ядерной физики Национального  
исследовательского центра «Курчатовский институт», Гатчина,  
panteleev\_vn@npri.nrcki.ru*

В НИЦ «Курчатовский институт» – ПИЯФ произведен запуск циклотрона Ц-80, рассчитанного на получение протонов с энергией 40–80 МэВ и интенсивностью пучка 100 и более мкА. Одной из основных задач Ц-80 является получение широкого спектра медицинских радионуклидов для диагностики и терапии. Для этой цели разработан проект комплекса РИЦ-80 (Радиоактивные Изотопы на циклотроне Ц-80), который будет функционировать на пучке Ц-80. В предлагаемом докладе проводится краткое обсуждение проекта комплекса РИЦ-80, а также представлены результаты разработки новых методов и тестирования прототипов мишенных устройств для получения генераторного радиоизотопа Sr-82, радиоизотопа Cu-67, радиоизотопов, распадающихся альфа распадом – Ra-223, Ra-224, Ac-225, и других медицинских радионуклидов.

Также обсуждается главная особенность проекта – использование в данном комплексе масс-сепаратора в режиме “в линию” для получения ионных пучков радиоизотопов высокой чистоты, что особенно важно для медицинских приложений.

**АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА ПРОИЗВОДСТВА  
ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ  
ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАЗВИТИЯ РАДИОНУКЛИДНОЙ ТЕРАПИИ**

**М.А. Предеина<sup>1)</sup>, С.В. Ившин<sup>1)</sup>, М.Ю. Глазырина<sup>1)</sup>, Д.В. Козлов<sup>2)</sup>,  
С.Г. Новиков<sup>2)</sup>, В.В. Приходько<sup>2)</sup>, А.Б. Муралев<sup>2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – АО «Институт реакторных материалов, г. Заречный,  
Свердловская область, predein\_m@mail.ru*

*<sup>2)</sup> – ФГБОУ ВО «Ульяновский государственный университет»,  
г. Ульяновск*

Основанием для создания автоматизированной системы послужил договор на выполнение комплексного проекта по созданию высокотехнологичного производства с участием российского высшего учебного заведения Ульяновский государственный университет по теме: «Разработка и внедрение на базе АО «Институт реакторных материалов» производства источников ионизирующего излучения для обеспечения развития радионуклидной терапии».

Автоматизированная система создается с целью заменить ручную регистрацию параметров технологических и контрольных операций производства, путем их автоматизированной регистрации в соответствующих полях базы данных. Данное решение позволит:

- повысить достоверность данных, за счет снижения вероятности внесения ошибочных данных, вследствие использования средств объективного контроля без участия пользователя;
- повысить безопасность, за счет контроля доступа к данным и невозможности внесения задним числом без прав супер-пользователя.

Автоматизированная система содержит:

- 1) Состав и наименование рабочих мест;
- 2) Параметры технологического процесса, требующие фиксации на рабочих местах;
- 3) Перечень и формы документов, загружаемых в систему;
- 4) Перечень и формы отчетов;
- 5) Сведения о движении материалов и комплектующих, включая сведения о маркировке комплектующих;
- 6) Система учета радиоактивных отходов, образующихся в технологическом процессе.

## РАЗВИТИЕ ПРОГРАММЫ ПО НАРАБОТКЕ И ИСПОЛЬЗОВАНИЮ ТЕРАПЕВТИЧЕСКИХ РАДИОИЗОТОПОВ В ТРИУМФЕ

**В.И. Радченко**<sup>1)</sup>, А. Баймуханова<sup>2)</sup>, А. Р. Робертсон<sup>1)</sup>, К.Ф. Рамогида<sup>1)</sup>,  
Х. Янг<sup>1)</sup>, Т. Костельник<sup>3)</sup>, Л. Ли<sup>3)</sup>, М. Симнунич<sup>4)</sup>, Д. Енгл<sup>5)</sup>,  
Т. Бархард<sup>5)</sup>, Э. Алусио<sup>5)</sup>, П. Элисон<sup>5)</sup>, Э. П. Ольсон<sup>5)</sup>, Е. Куракина<sup>2)</sup>,  
А. Маринова<sup>2)</sup>, Г. Маринов<sup>2)</sup>, Д. Караиванов<sup>2)</sup>, К. Хёер<sup>1)</sup>, Ф. Бенард<sup>4)</sup>,  
К. Орвиг<sup>3)</sup>, П. Шафер<sup>1)</sup>, Д. Философов<sup>2)</sup>

*1) – ТРИУМФ, Ванкувер, Канада*

*2) – Объединенный Институт Ядерных Исследований, Дубна, Россия*

*3) – Университет Британской Колумбии, Ванкувер, Канада*

*4) – Центр Исследований Раковых заболеваний Британской Колумбии,  
Ванкувер, Канада*

*5) – Университет Висконсина, Мэдисон, США*

*E-mail: vradchenko@triumf.ca*

Мишенная терапия с использованием радионуклидов нашла широкое применение для лечения раковых заболеваний, которые не поддаются лечению другими терапевтическими методами (химиотерапия, лучевая терапия). Несколько типов излучения включая альфа, бета и оже могут быть использованы для мишенной терапии. Каждый вид излучения характеризуется линейной передачей энергии, которая определяет насколько эффективно данный тип излучения может быть использован к определённому размеру опухоли. Важным аспектом для мишенной терапии также является подбор эффективных систем доставки и хелаторных соединений, которые должны обеспечивать надёжное соединение изотопа с биомолекулой.

ТРИУМФ канадский национальный ускорительный центр обладает уникальным набором возможностей для наработки и применения терапевтических радионуклидов. В данном докладе будут представлены наработка альфа (225-актиний, 223-радий, 227-торий и др.) и оже излучателей (119-сурьму, 165-ербий) на различных ускорителях протонов с энергией от 13 до 500 МэВ, а так же разработанные системы их химического выделения. Так же будут представлены результаты по тестированию альтернативных хелаторных систем для различных терапевтических изотопов, таких как 177-лютеций и 225-актиний и др., а также исследование стабильности радиофармпрепаратов на основе этих комплексов *in vivo*.

## ПОЛУЧЕНИЕ РФП $^{68}\text{Ga}$ С ВЫСОКОЙ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ И РАДИОНУКЛИДНОЙ ЧИСТОТОЙ НА АВТОМАТИЗИРОВАННОМ МОДУЛЕ СИНТЕЗА

М.Г. Рахимов, А.А. Ларенков, Г.Е. Кодина

*ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва,  
marat.rakhimov89@gmail.com*

На сегодняшний день позитронно-эмиссионная томография (ПЭТ) является самым информативным методом радионуклидной диагностики. Радиофармпрепаратами (РФП) для ПЭТ, представляющими наибольший интерес, являются пептиды, меченные радиоизотопом металла через бифункциональные хелатирующие агенты (БХА) посредством образования комплекса. Использование в процессе получения РФП радионуклида  $^{68}\text{Ga}$  генераторной пары  $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$  снимает необходимость в циклотронном комплексе, что делает ПЭТ-исследование намного более доступным.

На данный момент для получения препаратов с высокой радиохимической чистотой и объемной активностью применяется метод кондиционирования элюата генератора  $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$  с использованием ионообменных картриджей Chromafix HR-XC и Chromafix HR-XA (Macherey-Nagel, Германия).

В настоящей работе в существующую методику было внесено изменение: вместо анионообменного картриджа Chromafix HR-XA использовался картридж Chromafix PS- $\text{HCO}_3^-$  (Macherey-Nagel, Германия), что позволило повысить радиохимический выход кондиционированного раствора  $^{68}\text{Ga}$  в среднем на 15 %.

В ходе работ была выполнена оценка рабочих характеристик ионообменного картриджа при проведении 10 последовательных циклов кондиционирования, а также эффективности очистки элюата генератора  $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$  от химических примесей ( $\text{Fe}^{3+}$ ,  $\text{Al}^{3+}$ ,  $\text{Zn}^{2+}$ ,  $\text{Cu}^{2+}$ ), серьезно препятствующих комплексообразованию  $^{68}\text{Ga}$ . Проскок материнского радионуклида  $^{68}\text{Ge}$  в кондиционированном растворе  $^{68}\text{Ga}$  был снижен более чем в 10 раз. С использованием кондиционированного раствора  $^{68}\text{Ga}$  был получен препарат Ga-68-DOТА-PSMA(617) и Ga-68-NODAGA-PSMA с радиохимической чистотой более 98%.

Данный метод кондиционирования элюата генератора  $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$  был применен при получении Ga-68-DOТА-PSMA(617) на автоматизированном модуле синтеза «GeGa» (Позитом-ПРО, Москва). Радиохимический выход с коррекцией на распад составил более 70 %, радиохимическая чистота препарата – более 95 %.

## ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ СОСТАВА РЕАКЦИОННОЙ СМЕСИ НА ПРОДУКТЫ РЕАКЦИИ ИНКОРПОРИРОВАНИЯ $^{68}\text{Ga}$ В БХА- КОНЬЮГИРОВАННЫЕ МОЛЕКУЛЫ ДЛЯ РФП

М.Г. Рахимов, А.Г. Макичян, А.А. Ларенков

*ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва,  
anton.larenkov@gmail.com*

Среди РФП для ПЭТ сегодня лидирующее место, после  $^{18}\text{F}$ , по числу исследований занимают РФП с  $^{68}\text{Ga}$ , и количество публикаций на эту тему постоянно растет. Основную часть этих РФП составляют БХА-конъюгированные молекулы (пептиды, рецепторспецифичные лиганды и др.) Особенно актуальными данные РФП стали после появления ингибиторов PSMA для диагностики рака предстательной железы и производных октреотида для нейроэндокринных опухолей. Препараты  $^{68}\text{Ga}$ -DOTA-PSMA и  $^{68}\text{Ga}$ -DOTA-TATE уже интенсивно применяются в клинической практике в развитых странах. Применение таких высокоинформативных методов как ПЭТ, особенно с доступным генераторным  $^{68}\text{Ga}$ , является ключевым шагом для перехода к высокотехнологичному здравоохранению. Несмотря на обширное применение этих препаратов в мире, на сегодняшний день отсутствуют достоверные систематические исследования по влиянию природы буферного агента и его концентрации на распределение радиохимических форм  $^{68}\text{Ga}$  в препарате и, соответственно, выход реакции меченя. Таким образом, вопрос о выборе наиболее подходящего буферного агента для РФП с  $^{68}\text{Ga}$  до сих пор остается нерешенным. В настоящей работе было исследовано влияние природы буферного агента, его концентрации и достигаемой величины pH на выход реакции меченя галлием-68 БХА-конъюгированных молекул (DOTA-PSMA и DOTA-TATE), а также распределение радиохимических форм  $^{68}\text{Ga}$  в препарате (количественный и качественный состав радиохимических примесей в препаратах с  $^{68}\text{Ga}$ ). Были исследованы ацетатный, малонатный, сукцинатный, лактатный, фосфатный, цитратный, тартратный, формиатный, пропионатный, HEPES и другие буферы в диапазоне концентраций 0,02-1,0 М и в диапазоне pH от 3 до 7. Полученные в ходе исследования данные позволят не только усовершенствовать современную технологию получения  $^{68}\text{Ga}$ -РФП, но и ответить на ряд фундаментальных вопросов в области химии растворов  $^{68}\text{Ga}$ .

Часть работы выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ (ГК №14.N08.11.0165).

## НАНОГИДРОКСИАПАТИТ КАК НОСИТЕЛЬ МЕДИЦИНСКИХ РАДИОНУКЛИДОВ

А.В. Северин<sup>1)</sup>, А.В. Гопин<sup>1)</sup>, И.Э. Власова<sup>1)</sup>, М.А. Орлова<sup>1)</sup>,  
А.Н. Васильев<sup>1,2)</sup>, Е.С. Шаламова<sup>1)</sup>, В.К. Долгова<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова, Химический факультет, Москва,  
*severin@radio.chem.msu.ru*

<sup>2)</sup> – Институт ядерных исследований РАН, Троицк

Развитие ядерной медицины невозможно без создания широкого спектра радиофармпрепаратов (РФП). Их традиционный дизайн связан с созданием достаточно сложного комплекса органических биомолекул, хелаторов и спейсеров для связывания радионуклида и доставки его к месту функционирования. В качестве альтернативного дизайна РФП можно предложить структуру, в которой медицинские радионуклиды связаны с неорганическими наноносителями, исполняющими функцию транспорта. Из всех вариантов наносистем к наиболее перспективным относится наногидроксиапатит (ГАП). По сравнению с остальными (Si, Au, Ag, фуллерены и т.д.) ГАП, как неотъемлемая часть организма человека, проявляет полную биосовместимость, нетоксичность, способен служить не только нанотранспортером, но и дополнительным лекарственным средством (например при восстановлении костной ткани при саркомах), в том числе и антираковым. Образуя ряд иерархических текстур ГАП может применяться и как основа РФП, и как носитель радионуклидов для брахитерапии. В данной работе протестированы возможности использования ГАП как носителя таких радионуклидов, как <sup>223</sup>Ra, <sup>69m</sup>Zn, <sup>64,67</sup>Cu, <sup>213</sup>Bi, <sup>211</sup>Pb. Изучена возможность как сорбционного, так и сокристаллизационного варианта введения катиона металла и выявлены особенности изменения морфологии и структуры самого носителя в данных процессах. Определены параметры кинетики и изотерм адсорбции (и десорбции) радионуклидов на препараты ГАП с различной текстурой. Методами трековой диагностики продемонстрирована динамика проникновения радионуклида <sup>223</sup>Ra вглубь сферического пористого ГАП и его выхода впоследствии в окружающую среду. Оценен коэффициент диффузии радионуклида в данных условиях и в условиях одномерной диффузионной задачи. Полученные данные позволят рассчитать дозовые нагрузки, получаемые организмом при использовании подобных РФП, как в случае использования частиц ГАП в качестве нанотранспортера, так и основы для брахитерапии.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РФФИ № 18-03-00432.

## АДСОРБЦИЯ ХИТОЗАНА НА НАНОАЛМАЗАХ ДЕТОНАЦИОННОГО СИНТЕЗА

**А.В. Синолиц<sup>1)</sup>, М.Г. Чернышева<sup>1)</sup>, А.Г. Попов<sup>1)</sup>, И.С. Чашин<sup>2)</sup>,  
Т.Б. Егорова<sup>1)</sup>, А.В. Егоров<sup>1)</sup>, Д.С. Волков<sup>1)</sup>, Г.А. Бадун<sup>1)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
Москва, E-mail: mighty-mouser@yandex.ru, masha.chernysheva@gmail.com*

*<sup>2)</sup> – Институт элементоорганических соединений им. А.Н. Несмеянова  
РАН*

При создании коллагеновых протезов клапанов сердца нового поколения используются покрытия, препятствующие кальцинозу и обеспечивающие высокую биосовместимость и антимикробность. Перспективным материалом для создания таких покрытий является хитозан, как сам по себе, так и в виде наночастиц. В настоящей работе предлагается нанесение хитозана на наноалмазы (ДНА) для последующего нанесения на коллагеновые протезы. Цель данной работы заключалась в исследовании влияния поверхности ДНА и молекулярной массы полисахарида на способность хитозана сорбироваться на поверхности частиц суспензии ДНА.

В работе использовали хитозан (Aldrich) со средней молекулярной массой 50 кДа и 208 кДа и ДНА производства PlasmaChem (Германия), AdamasNano (США) и Aldrich. Все наноалмазы в водной суспензии имели положительный дзета-потенциал. Наноалмазы были охарактеризованы методами ИК-спектроскопии, ПЭМ, БЭТ, ИСП-АЭС. Для определения величины адсорбции хитозана на ДНА использовали меченный тритием хитозан, полученный с помощью метода термической активации трития. Меченый хитозан с концентрацией от 0,02 до 2,1 мг/мл растворяли в 0,01 н соляной кислоте и смешивали с водной суспензией ДНА. Через 2 суток ДНА осаждали центрифугированием и измеряли радиоактивность надосадочного раствора для определения равновесной концентрации. Для определения сорбированного хитозана осадок промывали и измеряли его радиоактивность. Зависимость количества хитозана, связавшегося с ДНА, была описана изотермой адсорбции Лэнгмюровского типа для всех типов наноалмазов. Найдено, что предельное количество сорбированного на ДНА хитозана пропорционально его молекулярной массе и зависит от типа наноалмазов. Максимальная адсорбция уменьшается в ряду Aldrich > AdamasNano > PlasmaChem.

Работа выполнена при поддержке РФФИ (№17-03-00985-а, 17-03-00362-а, 16-33-60006 мол а дк.).

## СИНТЕЗ $TcX(CO)_5$ ( $X = Cl, Br, I$ ) ПРИ АТМОСФЕРНОМ ДАВЛЕНИИ

Е.С. Степанова<sup>1)</sup>, А.Е. Мирославов<sup>1)</sup>, Н. Бранбанд<sup>2)</sup>, Р. Альберто<sup>2)</sup>,  
Г.В. Сидоренко<sup>1)</sup>, А.А. Лумпов<sup>1)</sup>

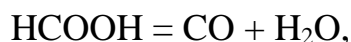
<sup>1)</sup> – АО Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург,  
*k-stepanova@list.ru*

<sup>2)</sup> – Институт неорганической химии, Цюрихский Университет,  
Швейцария

На сегодняшний день высшие карбонилы технеция, представляющие интерес для фундаментальной координационной химии и ядерной медицины, получают карбонилированием при высоком давлении соответствующих неорганических прекурсоров. Однако для простоты практической реализации целесообразнее разработать атмосферные методы получения таких соединений.

В данной работе мы предлагаем процедуру получения пентакарбонилгалогенидов технеция, основанную на генерации CO *in situ* путем разложения муравьиной кислоты в присутствии концентрированной серной кислоты.

Синтез  $[TcX(CO)_5]$  (где  $X = Cl, Br, I$ ) можно описать следующими уравнениями реакций:



На первом этапе получали  $K_2[TcBr_6]$  взаимодействием  $NH_4TcO_4$  с  $HBr$  в присутствии  $KBr$ . Полученный продукт нагревали в смеси 2:1  $HCOOH-H_2SO_4$  при 170–180°C в течение 1 ч. После охлаждения реакционную смесь экстрагировали  $CH_2Cl_2$ . <sup>99</sup>Tc ЯМР спектр содержит узкий сигнал при –1802 м.д. (относительно  $[TcO_4]^-$ ) и слабый широкий сигнал при –1030 м.д. Первый сигнал относится к  $[TcBr(CO)_5]$ , второй – к  $[TcBr(CO)_4]_2$ . ИК спектр ( $KBr$ ) содержит полосы  $[TcBr(CO)_5]$ : 2152.4 (о.сл.), 2057.9 (с) и 2000 (ср)  $cm^{-1}$ . Выход 27%. Аналогично получен  $[TcCl(CO)_5]$  (15–20%). <sup>99</sup>Tc ЯМР ( $CH_2Cl_2$ ): –1745 м.д. ИК ( $CH_2Cl_2$ ): 2156.3 (о.сл), 2059.8 (с), 2000.0 (ср)  $cm^{-1}$ . В случае  $K_2[TcI_6]$  была получена смесь  $[TcI(CO)_5]$ ,  $[TcI(CO)_4]_2$  и молекулярного иода. <sup>99</sup>Tc ЯМР ( $CH_2Cl_2$ ): –2034 ( $[TcI(CO)_5]$ ) и –1312 ( $[TcI(CO)_4]_2$ ) м.д. ИК ( $CH_2Cl_2$ ): 2110.0 (ср), 2042.5 (с), 2009.7 (ср), 1971.1 (ср)  $cm^{-1}$  ( $[TcI(CO)_4]_2$ ); 2148.6 (о.сл) и 2054.0 (с)  $cm^{-1}$  ( $[TcI(CO)_5]$ ).

Предлагаемая процедура существенно упрощает получение пентакарбонилгалогенидов технеция и становится более доступной для применения в радиохимических лабораториях.



**ПОИСК ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ ДЛЯ КОНТРОЛЯ  
КАЧЕСТВА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРЕПАРАТА  
«НАНОТЕХ, <sup>99m</sup>Tc» В МЕДИЦИНСКИХ УЧРЕЖДЕНИЯХ**

**Н.А. Таратоненкова, Е.А. Лямцева, Г.Е. Кодина, А.О. Малышева**

***ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва,  
n.taratonenkova@mail.ru***

Радиофармацевтический лекарственный препарат (РФЛП) «Нанотех, <sup>99m</sup>Tc» разработан для лимфосцинтиграфии «сторожевого» лимфатического узла, которая применяется при обследовании больных раком молочной железы, меланомой, злокачественными опухолями головы, шеи и т. д.

РФЛП «Нанотех, <sup>99m</sup>Tc» изготавливают из набора реагентов, состоящего из 2-х флаконов и элюата из генератора <sup>99</sup>Mo/<sup>99m</sup>Tc. Флакон №1 представляет собой золь гептасульфида рения. Флакон №2 содержит лиофилизат смеси пирофосфата натрия и безводного дихлорида олова. Основным показателем качества РФЛП является радиохимическая чистота (РХЧ). В России процедура контроля качества РФЛП, изготовленного в медицинской организации, стала обязательной с 01 января 2016 г. после вступления в силу Приказа Министерства Здравоохранения РФ № 211н от 27.04.2015 г. «Об утверждении порядка изготовления радиофармацевтических лекарственных препаратов непосредственно в медицинских организациях». В связи с этим возникла необходимость в актуализации методики контроля качества РФЛП «Нанотех, <sup>99m</sup>Tc». Для определения РХЧ в соответствии с существующей нормативной документацией используется бумажная хроматография (система Ватман 1 – метилэтилкетон). Время хроматографирования - 40 мин. При разработке методик для медицинских учреждений необходимо руководствоваться доступностью для них химических реактивов, наличием необходимого оборудования и быстротой выполнения анализа. С этой целью был проведен поиск хроматографической системы, удобной для применения в медицинских учреждениях. Из опробованных хроматографических систем была выбрана система ITLC-SG – этанол. Время хроматографирования около 14 минут, а этанол является наиболее доступным для медицинских учреждений реактивом. В данной системе пертехнетат-ионы продвигаются с фронтом растворителя, а нанокolloид технеция-99м остается на старте. Радиохимическая чистота составляет более 90 %.

Выбранная хроматографическая система позволяет надежно и быстро проводить контроль качества изготовленного в медицинских организациях препарата непосредственно перед введением его пациенту.

## ПЕРСПЕКТИВЫ РАДИОНУКЛИДНОГО ПРОИЗВОДСТВА В АО «ГНЦ НИИАР» ПОСЛЕ РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА СМ

В.А. Тарасов, Е.Г. Романов, А.В. Куприянов

*АО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов», г. Димитровград, orip@niiar.ru*

СМ самый высокопоточный исследовательский реактор в мире – является уникальной экспериментальной установкой России. Срок службы центральной зоны истекает в 2018 году, поэтому в 2019 году планируется реконструкция реактора. Реализация проекта повысит эксплуатационную надёжность реактора и создаст условия для продления срока эксплуатации реактора СМ до 2030 года.

Модернизация центральной зоны реактора предполагает увеличение количества облучательных ячеек со сверхвысокой плотностью потока тепловых нейтронов ( $\geq 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ) с 27 до 57 (см. рисунок).

В докладе приведены нейтронно-физические характеристики облучательных ячеек модернизированной центральной нейтронной ловушки. Показано, что можно существенно увеличить реакторное производство востребованных в ядерной медицине радионуклидов W-188, Lu-177, Sr-89, Cs-131, Cf-252 при сохранении объемов наработки радионуклидов промышленного назначения Co-60, Se-75, Ir-192.

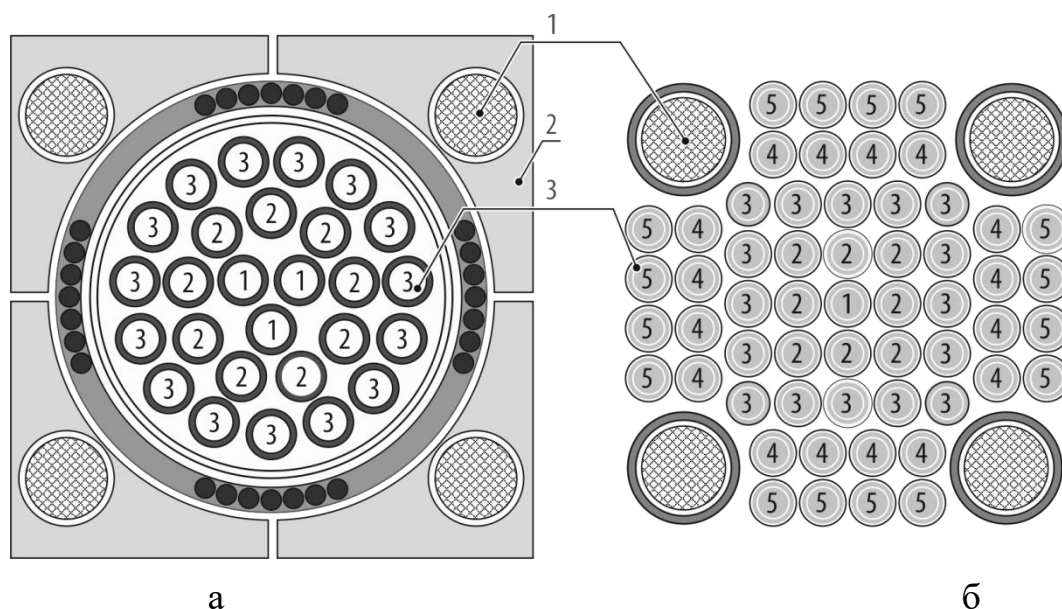


Схема существующей (а) и модернизированной (б) центральной нейтронной ловушки:

1 — рабочие органы аварийной защиты, 2 — бериллиевые вкладыши, 3 — радионуклидные мишени с указанием номера ряда ячеек ловушки

## ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЕ ВЫДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ МЕДИ ДЛЯ МЕДИЦИНСКИХ ЦЕЛЕЙ

Ю.А. Тетерин, Н.Г. Яковлев

*НИЦ «Курчатовский институт», Москва, yakovlev\_ng@nrcki.ru*

Получение медицинских радиофармпрепаратов включает стадию выделения целевого радионуклида из материала мишени (в случае ускорителя, реактора) или из материнского изотопа (в случае генератора). При этом применяются такие разделительные методы, как осаждение, ионный обмен, экстракция, экстракционная хроматография. Отмечена потребность в новых, удобных в применении, электрохимических разделительных системах. Главное преимущество таких систем в том, что используемый в них реактив – это «чистый электрон», который не добавляет в системы ничего лишнего. Процессами можно управлять дистанционно, они могут быть легко автоматизированы. Простой вариант реализации таких систем - электроосаждение из растворов металлов, имеющих в электрохимическом ряду напряжений потенциал выше водородного. Для первых исследований нами была выбрана медь, которая в ядерной медицине имеет два перспективных изотопа – Cu-64 и Cu-67.

Использовали электрохимическую установку, состоящую из потенциостата/гальваностата, кулонометра, электрохимической ячейки (разные конструкции и объем, могут работать в стационарном и проточном режимах), и устройства для подачи растворов. Особенность ячеек в том, что в их конструкции был применен объемно-пористый рабочий электрод из углеродного волокнистого материала (УВМ) с исключительно большой удельной поверхностью (до сотен м.кв./г), что дает высокие скорости реакций за счет значений  $S/V$ . Объем рабочих секций – от 0,3 до 5 мл.

Исследованы электрохимические и кинетические характеристики рабочего электрода из УВМ. Установлен диапазон рабочих потенциалов электрода - от -0,6 до 1,6 В (НВЭ). Применительно к радионуклидам меди (Cu-64, Cu-67) выполнены исследования по отделению меди от материала мишени – никеля или цинка (мишень из Ni-64 для получения Cu-64 по реакции  $^{64}\text{Ni}(p,n)^{64}\text{Cu}$  или мишени из изотопов Zn для Cu-67) – путем электроосаждения в виде металла. На модельных растворах (концентрации природной Cu от  $10^{-5}$  до  $10^{-3}$  моль/л) получены вольтамперограммы и определены параметры количественного селективного осаждения меди в виде металла в потенциостатическом режиме в проточных условиях. Показана возможность выделения Cu-64 или Cu-67 без носителя с высокими факторами разделения, превышающими таковые для других процессов. Выбраны условия растворения осажденной на электроде меди.

## ИССЛЕДОВАНИЕ АНИОНООБМЕННЫХ СМОЛ ДЛЯ ПРИМЕНЕНИЯ В ГЕНЕРАТОРЕ $^{44}\text{Ti}/^{44}\text{Sc}$

**Н.А. Титченко<sup>1)</sup>, Б.В. Егорова<sup>2)</sup>, С.Н. Калмыков<sup>2,3)</sup>**

<sup>1)</sup> – *РХТУ имени Д.И. Менделеева, ВХК РАН, Москва*

*nikolaytitchenko@yandex.ru*

<sup>2)</sup> – *МГУ имени М.В. Ломоносова, Москва*

<sup>3)</sup> – *НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Благодаря эмиссии позитронов  $^{44}\text{Sc}$  ( $T_{1/2} = 3,9$  часа, выход  $\beta^+$  94%) интересен для применения в ПЭТ-диагностике. Кроме того, он может быть получен из генератора  $^{44}\text{Ti}/^{44}\text{Sc}$ , что является наиболее удобным в условиях медицинских учреждений.

В данной работе проводилось исследование ионообменных смол DOWEX 1-X8 и TEVA (TrisKem Int.). Активная группа в Dowex 1-X8 представлена тем же четвертичным аммониевым основанием с одним алкильным и тремя арильными заместителями, что и в AG 1-X8, исследованной для  $^{44}\text{Ti}/^{44}\text{Sc}$  генератора в [1], а в смоле TEVA – все четыре заместителя алкилы. Проверка коэффициентов распределения катионов титана и скандия в статических условиях для TEVA подтвердила возможность использования элюентов, применяемых в [1], для элюирования скандия с колонки на основе TEVA.

Были подготовлены две колонки, заполненные смолами DOWEX 1-X8 и TEVA, с одинаковыми параметрами:  $l=110$  мм,  $V=2,5$  мл. На каждую колонку было загружено по 10 кБк  $^{44}\text{Ti}$ . Для элюирования был использован раствор 0,005 М  $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$  и 0,065 М  $\text{HCl}$  (далее элюент), описанный в [1]. Контроль содержания  $^{44}\text{Sc}$  в каждой фракции (1мл) осуществлялся методом гамма-спектрометрии по линиям  $E=511$  и 1157 кэВ. Согласно полученным кривым элюирования для DOWEX 90%  $^{44}\text{Sc}$  выходит с колонки в широком интервале фракций 14-37 мл, в то время, как для TEVA – в 3-6 мл. Суммарно элюированные растворы  $^{44}\text{Sc}$  для DOWEX в таких условиях содержат около 4,4 кБк (44% от активности исходного раствора), для TEVA – 7,8 кБк (78%). Согласно авторадиограммам  $\text{Ti}$  локализуется в зоне загрузки как для DOWEX, так и для TEVA. После пропускания 1500 мл элюента через колонку с DOWEX центр пятна  $^{44}\text{Ti}$  смещается в направлении тока элюента приблизительно на 25 мм, а само пятно растягивается вдоль колонки. После 850 мл элюента центр пятна  $^{44}\text{Ti}$  в колонке с TEVA смещается на 12 мм. В случае DOWEX в элюированных 1500 мл суммарно наблюдается проскок 1 Бк  $^{44}\text{Ti}$ .

[1] D. V. Filosofov, N. S. Loktionova and F. Rösch – *Radiochim. Acta* 2010 v. 98, p.149.

## НОВЫЕ ТРИКАРБОНИЛЬНЫЕ КОМПЛЕКСЫ ТЕХНЕЦИЯ И РЕНИЯ С ЭФИРАМИ $\omega$ -ИЗОЦИАНКАРБОНОВЫХ КИСЛОТ

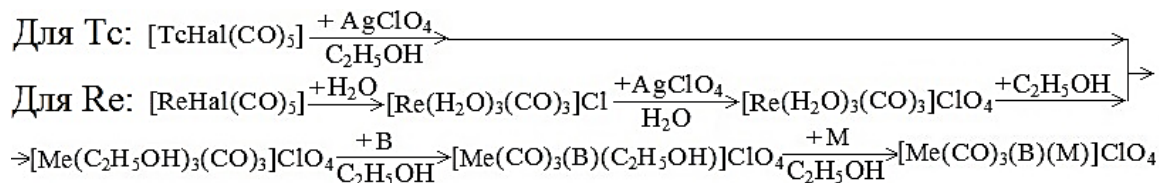
**М.Ю. Тюпина<sup>1)</sup>, А.Е. Мирославов<sup>1)</sup>, В.В. Гуржий<sup>2)</sup>, А.А. Лумпов<sup>1)</sup>,  
П.М. Толстой<sup>2)</sup>, Г.В. Сидоренко<sup>1)</sup>, Д.Н. Суглобов<sup>1)</sup>**

<sup>1)</sup> – Акционерное общество «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»,  
Санкт-Петербург, *mturina@mail.ru*

<sup>2)</sup> – Санкт-Петербургский государственный университет, Санкт-Петербург

Ранее нами исследована возможность введения метки технеция и рения в биомолекулу с помощью пентакарбонильного фрагмента, но установлено, что полученные комплексы не устойчивы к щелочной и нейтральной среде [1]. Поэтому цель работы – синтез «2+1» трикарбонильных комплексов технеция и рения со сложными эфирами  $\omega$ -изоцианкарбонных кислот и изучение полученных конъюгатов.

Получение трикарбонильных комплексов технеция и рения общего вида  $[\text{Me}(\text{CO})_3(\text{B})(\text{M})]\text{ClO}_4$ , где  $\text{Me} = \text{Tc}$  или  $\text{Re}$ ,  $\text{M} = \text{CNCH}_2\text{COOEt}$  или  $\text{CN}(\text{CH}_2)_{10}\text{COOMe}$ ,  $\text{B} =$  бидентантный лиганд (2,2'-бипиридил или 1,10-фенантролин), является многостадийным процессом.



Продукты были выделены в виде зелено-желтых и коричневых монокристаллов для комплексов с 2,2'-бипиридилом и 1,10-фенантролин, соответственно, пригодных для рентгеноструктурного анализа и охарактеризованы методами ИК спектроскопии, высокоэффективной жидкостной хроматографией, <sup>1</sup>H и <sup>13</sup>C{<sup>1</sup>H} ЯМР-спектроскопий и элементного анализа. ИК спектры в  $\text{CH}_2\text{Cl}_2$  в карбонильной области имеют характерные полосы для трикарбонильных соединений технеция и рения, а также координированной изоцианидной группы – 2164 и 2218  $\text{cm}^{-1}$ .

Таким образом, показана возможность получения устойчивых «2+1» трикарбонильных комплексов технеция и рения со сложными эфирами  $\omega$ -изоцианкарбонных кислот и достаточно компактным координационным узлом.

[1] Miroslovov A.E., Polotskii Yu.S., Gurzhiy V.V., Ivanov A.Yu., Lumpov A.A., Tyupina M.Yu., Sidorenko G.V. et al. // *Inorganic Chemistry*. – 2014. – Vol. 53. – P. 7861–7869.

## ЭФФЕКТИВНЫЙ СИНТЕЗ 16- $\alpha$ -[ $^{18}\text{F}$ ]ФТОР-17 $\beta$ -ЭСТРАДИОЛА ([ $^{18}\text{F}$ ]ФЭС), РАДИОТРЕЙСЕРА ДЛЯ ПЭТ ДИАГНОСТИКИ РАКА МОЛОЧНОЙ ЖЕЛЕЗЫ

О.С. Федорова<sup>1)</sup>, В.С. Николаева<sup>2)</sup>, Р.Н. Красикова<sup>1,2)</sup>

<sup>1)</sup> – *Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт мозга человека им. Н.П. Бехтеревой Российской академии наук (ИМЧ РАН), г. Санкт-Петербург, fedorova@ihb.spb.ru;*

<sup>2)</sup> – *Санкт-Петербургский государственный университет, г. Санкт-Петербург*

Важным направлением диагностики методом позитронной эмиссионной томографии (ПЭТ) является выявление гормонально зависимых типов раковых опухолей, в частности, эстроген-зависимых новообразований молочной железы. Выявление эстрогенного статуса опухоли позволяет предопределить эффективность гормональной терапии, побочные эффекты которой существенно ниже химиотерапии. В диагностике эстроген-положительных (ER+) опухолей используется меченый аналог эстрадиола, 16 $\alpha$ -[ $^{18}\text{F}$ ]фтор-17 $\beta$ -эстрадиол ([ $^{18}\text{F}$ ]ФЭС). Синтез [ $^{18}\text{F}$ ]ФЭС основан на реакции алифатического нуклеофильного радиофторирования циклического сульфатного предшественника MMSE с последующим кислотным гидролизом. Конечной стадией синтеза любого РФП является очистка и получение инъекционной формы препарата в буфере, разрешенном для внутривенного применения. Традиционно [ $^{18}\text{F}$ ]ФЭС выделяют из реакционной смеси трудоемким методом полупрепаративной ВЭЖХ, требующим длительного времени, сложного и громоздкого оборудования (насос, инжектор, детекторы) и дополнительного пространства внутри защитного свинцового бокса. В связи с этим тенденцией последних лет является использование на стадии очистки РФП более простых методов твердофазной экстракции (ТФЭ), хорошо поддающихся автоматизации. Нами был разработан быстрый и удобный метод выделения [ $^{18}\text{F}$ ]ФЭС из реакционной смеси с использованием двух одноразовых картриджей: OASIS WAX 3cc и SepPak Accell Plus QMA light. Метод позволяет получить [ $^{18}\text{F}$ ]ФЭС с радиохимической чистотой >99 %, содержанием этанола <5% и суммарным содержанием MMSE и химических примесей 0,2-0,5 мкг/мл, что дает возможность клинического применения. Преимуществом нового подхода является простота, быстрота процесса выделения (общее время синтеза 45 мин) и возможность автоматизации в современных модулях синтеза. Использование на стадии очистки одноразовых ТФЭ картриджей удовлетворяет современным требованиям GMP.

**СОРБЦИЯ Zr(IV) НА ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКИХ СОРБЕНТАХ TRU И LN RESIN В ПРИСУТСТВИИ HF**

**Е.Б. Фуркина<sup>1)</sup>, А.Г. Казаков<sup>1,2)</sup>**

*<sup>1)</sup> – Московский Государственный Университет им. М.В.Ломоносова, Москва, Furkina-k@yandex.ru*

*<sup>2)</sup> – Национальный Исследовательский Центр «Курчатовский институт», Москва, Kazakov\_AG@rrcki.ru*

<sup>89</sup>Zr обладает ядерно-физическими характеристиками, оптимальными для ПЭТ, и в настоящее время всё чаще используется в ПЭТ с моноклональными антителами. <sup>89</sup>Zr испускает позитроны с максимальной энергией 897 кэВ (22.3%) и средним пробегом в тканях 1,18 мм. Длительный период полураспада в 78,4 ч позволяет применять нуклид в виде конъюгатов с антителами, которые относительно медленно распределяются по организму.

<sup>89</sup>Zr выделяют из облучённых иттриевых мишеней методом экстракционной хроматографии на гидроксаматных смолах, обладающих высоким сродством к Zr(IV). Для элюирования приходится применять ещё более сильный комплексообразователь – оксалат, чьё присутствие в организме крайне нежелательно. Таким образом, после выделения Zr(IV) без носителя требуется дополнительная очистка от оксалатов.

В недавней работе [1] показана возможность выделения Zr(IV) на коммерчески доступных сорбентах TRU и LN resin, причём для элюирования Zr(IV) с колонки всегда необходима добавка HF.

В настоящем докладе обсуждается экстракционно-хроматографическое поведение Zr(IV) на сорбентах LN и TRU resin в смесях минеральных кислот (HNO<sub>3</sub> + HF и HCl + HF) в широком диапазоне концентраций HF. Определена минимально необходимая для элюирования Zr(IV) концентрация плавиковой кислоты на каждом сорбенте. Полученные данные позволяют использовать меньшее количество HF, что положительно скажется на дальнейшем синтезе радиофармпрепарата с <sup>89</sup>Zr.

Работа выполнена в рамках проекта РФФИ № 18-33-00649.

[1] - Kazakov, A.G., Aliev, R.A., Ostapenko, V.S. et al. J Radioanal Nucl Chem (2018). <https://doi.org/10.1007/s10967-018-5888-z>

## ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ АДсорбЦИИ [<sup>3</sup>H] ХИТОЗАНА НА КОЛЛАГЕНОВУЮ ТКАНЬ БЫЧЬЕГО ПЕРИКАРДА

**И.С. Чашин**<sup>1)</sup>, Г.А. Бадун<sup>2)</sup>, М.Г. Чернышева<sup>2)</sup>, Н.П. Бакулева<sup>3)</sup>,  
Н.М. Анучина<sup>3)</sup>

<sup>1)</sup> – *ИНЭОС РАН, Москва, chaschin@polly.phys.msu.ru*

<sup>2)</sup> – *МГУ им. М.В. Ломоносова, Москва*

<sup>3)</sup> – *НЦССХ им.А.Н. Бакулева, Москва*

В настоящий момент биологические протезы клапанов сердца (БПКС) являются наиболее оптимальной альтернативой вышедшему из строя клапану человека. БПКС состоит из сшитой glutaraldehyde коллагеновой ткани животных (бычий или свиной перикард), нашитой на каркас. Основным недостатком БПКС является сравнительно низкий срок службы (5-10 лет) вследствие кальцификации его коллагеновых створок, что приводит к необходимости проведения повторных операций по замене биопротеза. Ранее нами было показано, что нанесение хитозана из растворов в угольной кислоте на коллагеновую ткань БПКС приводит к существенному снижению кальцификации (на два порядка) с сохранением биосовместимости и механических свойств протеза [1].

С помощью препаратов меченого тритием хитозана с различной молекулярной массой исследованы закономерности адсорбции на коллагеновую ткань створок БПКС при вариации давления и времени экспозиции в бифазной системе: водный раствор угольной кислоты/ жидкий диоксид углерода. Анализ полученных данных выявил немонотонную зависимость количества адсорбированного хитозана ( $A[{}^3\text{H}]$ ), от прикладываемого давления ( $P$ ) для полимеров с различной молекулярной массой. График зависимости  $A[{}^3\text{H}]/P$  имеет вид колоколообразной кривой с максимумом 0,7-0,8 масс. % при 30 МПа, а дальнейшее повышение давления (вплоть до 50 МПа) приводит к снижению степени адсорбции хитозана. Снижение степени адсорбции хитозана при повышении давления объясняется выдавливанием полимера из пористой матрицы при превышении некоторого критического значения. Полученные данные позволяют определить оптимальные условия для нанесения хитозана из растворов в угольной кислоте для создания новых кальций-резистивных БПКС.

Работа выполнена при поддержке РФФИ (17-03-00362-а, 16-33-60006 мол а дк.).

[1] Gallyamov M O et.al. 2014 Collagen tissue treated with chitosan solutions in carbonic acid for improved biological prosthetic heart valves Mater. Sci. Eng. C.37 127–140.



## ИССЛЕДОВАНИЕ ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ГЕНЕРАТОРЕ Sr-82/Rb-82 НА ОСНОВЕ ГИДРОКСИДА ОЛОВА

**В.М. Чудаков, Б.Л. Жуйков**

*Институт ядерных исследований РАН, Москва, tchoudakov@mail.ru*

Генератор  $^{82}\text{Sr}/^{82}\text{Rb}$ , разработанный в ИЯИ РАН и производимый ФГБУ РНЦРХТ (Регистрационное удостоверение на медицинское изделие № РЗН 2014/1669 от 01.07.2014 г.) позволяет получать более 30 л радиофармпрепарата «Рубидия хлорид, рубидий-82 из генератора» для диагностики пациентов с подозрением на кардиологические и некоторые онкологические заболевания методом позитронной эмиссионной томографии. В процессе работы генератора  $^{82}\text{Sr}$  ( $T_{1/2}=25,5$  дн.) остаётся на колонке, а необходимый для проведения обследования дочерний  $^{82}\text{Rb}$  (76 с) вымывается с сорбента и вводится в кровеносную систему пациента.

В данном генераторе используют сорбент на основе гидратированного оксида олова (IV). При этом рН элюата ( $^{82}\text{Rb}$  в 0,9% NaCl) должен составлять 6-8. При использовании в качестве сорбента необработанного гидратированного оксида олова образуется элюат с рН 4, что неприемлемо. Для приготовления сорбента, обеспечивающего нужный рН, сорбент предварительно обрабатывают раствором  $\text{NH}_4\text{OH}$  с рН 10 [1].

Показано, что при обработке гидратированного оксида раствором 0,1M  $\text{Na}_2[\text{Sn}(\text{OH})_6]$ , 0,1M NaOH или 0,5M TRISMA-base образуется сорбент, который обеспечивает такой же рН при элюировании.

В данной работе показано, что в диапазоне концентрации NaCl от 0,01 до 2M рН элюата изменяется от 10 до 6,5. Вероятно, на поверхности твердой фазы происходит процесс: сорбент- $\text{H}^+$  +  $\text{Na}^+$  → сорбент- $\text{Na}^+$  +  $\text{H}^+$ . А необходимая концентрация OH-ионов обеспечивается гидролизом образовавшегося  $\text{Na}_2[\text{Sn}(\text{OH})_6]$ . В результате этого процесса поддерживается необходимое значение рН, как показал наш эксперимент, до общего объема элюата по крайней мере 50 л.

[1]. Жуйков Б.Л., Чудаков В.М., Коханюк В.М. Генератор рубидия-82 и способ его приготовления. Патент РФ № 2546731, приоритет изобретения 23.12.2013 г.

**КОМПЛЕКСЫ ЕВРОПИЯ С КОНЪЮГАТАМИ  
ДОТА-ТЕТРАПЕПТИД И ДОТА-ПЕНТАПЕПТИД**

**А.О. Якушева<sup>1)</sup>, Б.В. Егорова<sup>1)</sup>, А.А. Митрофанов<sup>1)</sup>, Д.С. Хачатрян<sup>2)</sup>,  
Д.В. Авдеев<sup>2)</sup>, В.Н. Осипов<sup>2)</sup>**

<sup>1)</sup> – МГУ имени М.В. Ломоносова,

<sup>2)</sup> – НИЦ «Курчатовский институт» - ИРЕА, Москва,  
*angie.chem.msu@gmail.com*

Среди онкологических заболеваний выделяют нейроэндокринные опухоли, характеризующиеся повышенной экспрессией соматостатиновых рецепторов на своей поверхности. Для лечения данных заболеваний был разработан ряд пептидных аналогов гормона соматостатина, для сохранения активности которых необходимо наличие в них аминокислотной последовательности Phe—D-Trp—Lys—Thr.

Целью данной работы является получение и оценка перспективности использования конъюгатов меченых коротких пептидов как потенциальных радиофармпрепаратов (РФП):

ДОТА-Phe-D-Trp-Lys(BOC)-Thr(OMe) - (ДОТА-P1)

ДОТА-Thz(R)-Phe-D-Trp-Lys(BOC)-Thr(OMe) - (ДОТА-P2)

В роли источника излучения в РФП часто выступают радионуклиды редкоземельных элементов (РЗЭ), поскольку они обладают разнообразными характеристиками распада с одной стороны, и близкими координационными и химическими свойствами с другой. В качестве радионуклида РЗЭ был выбран <sup>152</sup>Eu, который образует устойчивый комплекс с макроциклическим лигандом ДОТА.

Сродство исследуемых тетра- (P1) и пентапептида (P2) к рецепторам соматостатина оценивалось с помощью расчетных методов: гомологического моделирования и молекулярного докинга.

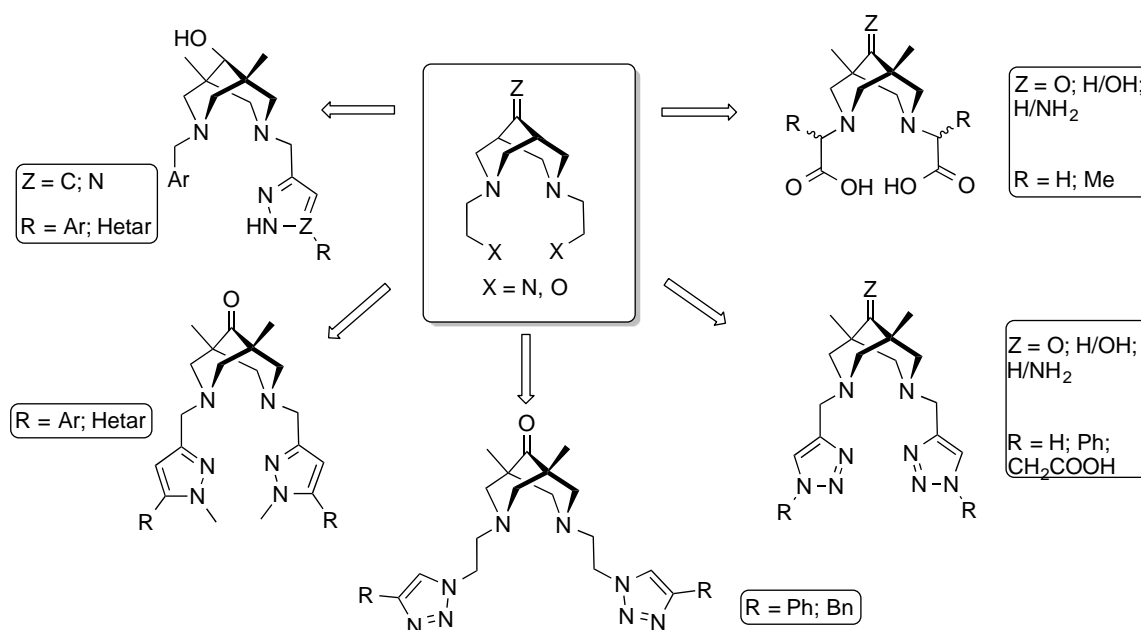
Полученные комплексы были проанализированы с помощью тонкослойной и высокоэффективной жидкостной хроматографии. Были определены оптимальные параметры синтеза комплекса Eu-ДОТА-P1: концентрация лиганда  $1 \cdot 10^{-4}$  М, время синтеза 30 мин при T = 90°C, pH 8. Установлено, что получение комплекса Eu-ДОТА-P2 возможно при T ≤ 40°C, pH 8 в течение 4 суток. Полученные комплексы устойчивы в сыворотке (80-88%) в течение суток и в физиологическом растворе (94-98%) в течение 4 часов.

## НОВЫЕ ЛИГАНДЫ СЕМЕЙСТВА БИСПИДИНА ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ПЭТ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ИОНОВ МЕТАЛЛОВ

А.В. Медведько, Б.В. Егорова, С.Н. Калмыков, С.З.Вацадзе

*Химический факультет МГУ имени М.В.Ломоносова, Москва, E-mail: zurabych@gmail.com*

Позитронная эмиссионная томография (ПЭТ) относится к современным неинвазивным методам диагностики и терапии, в первую очередь, злокачественных новообразований [1]. В наших лабораториях проводятся работы по дизайну и синтезу полидентатных лигандов на основе моно- и бициклических аминов – пиперазинов [2] и биспиридинов [3]. С целью получения разнообразных лигандов с различными донирующими функциями нами предложены и реализованы синтетические подходы к нескольким группам биспиридинов, содержащих при атомах азота заместители с дополнительными донорными группами – карбоксильной, пиразольной, триазольной и тетразольной (Схема).



В настоящее время в наших лабораториях проводятся исследования взаимодействия полученных лигандов с медью(II), включая модельные эксперименты с использованием  $^{64}\text{Cu}$ .

**Благодарности.** Авторы благодарят Российский научный фонд за поддержку работ (грант № 16-13-00114).

### Литература

1. С.З. Вацадзе с соавт. / *Успехи химии*, **2018**, 87(4), 350-373
2. Vatsadze S.Z. et al / *Macroheterocycles*, **2017**, 10(1), 98-109
3. Vatsadze S.Z. et al / *ACS Omega*, **2016**, 1(5), 854-867







УНИКАЛЬНОСТЬ. НАДЕЖНОСТЬ. РАЗВИТИЕ.

[www.po-mayak.ru](http://www.po-mayak.ru)

## ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ФГУП «ПО «МАЯК»



**ХИМИКО-  
МЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЕ  
ПРОИЗВОДСТВО**



**ХИМИЧЕСКОЕ  
ПРОИЗВОДСТВО**



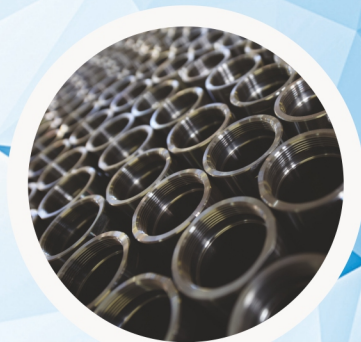
**РЕАКТОРНОЕ  
ПРОИЗВОДСТВО**



**РАДИОХИМИЧЕСКОЕ  
ПРОИЗВОДСТВО**



**ИЗОТОПНОЕ  
ПРОИЗВОДСТВО**



**ПРИБОРНОЕ И  
МАШИНОСТРОИТЕЛЬНОЕ  
ПРОИЗВОДСТВО**



Компания Акрус занимает лидирующие позиции в России по реализации импортной химической продукции. За более чем 15 летнюю историю компания получила опыт по успешному продвижению продукции большого числа Европейских, Американских компаний, а также химических и биотехнологических предприятий Азиатско-Тихоокеанского региона. Продукцию большинства из этих компаний Акрус поставляет на эксклюзивных правах уже многие годы.

Многолетние партнерские отношения позволили сформировать группу продукции, максимально востребованной Российскими потребителями, получить дополнительные преференции для продажи их в России, а также сформировать складские запасы для оперативной доставки. Объемы поставок химических реактивов могут варьироваться от грамм, как в случае с потребностью научно-исследовательских институтов, до десятков тон химического сырья — для заводов и технологических компаний. Акрус является официальным дистрибьютором ведущих производителей органических и неорганических соединений, аналитических стандартов, биохимических реактивов, растворителей, катализаторов, расходных материалов и лабораторного оборудования.

Специалисты компании окажут помощь в подборе необходимой продукции и проконсультируют Вас по интересующим вопросам. Мы поставляем: Общелабораторное оборудование, Расходные материалы для лабораторий, Клеточные линии, Антитела, Наборы для ИФА, Наборы и реактивы для секвенирования, Реагенты для манипуляций с ДНК и РНК, Реактивы и услуги на заказ.

Компания имеет в Москве сертифицированные площади для складского хранения товара, в том числе специализированное оборудование для хранения низкотемпературных и опасных грузов. Постоянный ассортимент - это более 10 тысяч наименований реактивов, биореактивов, расходных материалов и оборудования на складе.



# TRISKEM INTERNATIONAL

TrisKem International является ведущим европейским производителем специальных смол для аналитической химии, используемых в аналитических лабораториях, чья работа включает в себя выделение, очистку и идентификацию стабильных и радиоактивных элементов.

В настоящее время мы фокусируемся на разработке и производстве специальных смол и технологий для очистки радионуклидов в ядерной медицине (для диагностики и терапии), а также для извлечения критических металлов и процессов при снятии АЭС с эксплуатации.

Мы предлагаем нашим клиентам смолы под заказ для лабораторных анализов и полупромышленных процессов, включая разработку и производство смол по заказу.

Для получения подробной информации: [www.triskem.com](http://www.triskem.com), [support@triskem.fr](mailto:support@triskem.fr)  
Эксклюзивный дистрибьютор в России - Акрус: [www.acrus.ru](http://www.acrus.ru)







ООО «СокТрейд Ко»  
Офис: Москва, ул. Орджоникидзе 11, стр. 3  
Адрес для корреспонденции:  
119071, г. Москва, а/я 22  
Тел.+7(495) 604-44-44  
Факс: +7(495) 234-47-66  
info@soctrade.com, soctrade@mail.ru  
[www.soctrade.com](http://www.soctrade.com)

### *Уважаемые коллеги!*

Компания SocTrade является одним из крупных поставщиков лабораторного и диагностического оборудования на территории России и стран СНГ. Мы работаем на российском рынке с 1986 года и являемся эксклюзивными представителями более 30 лидирующих мировых поставщиков лабораторного оборудования.

**Миссия нашей компании** – гибко, оперативно и эффективно решать проблемы и задачи наших клиентов, устанавливая долгосрочные взаимовыгодные отношения.

Мы предоставляем полный спектр услуг:

- консультации по выбору типа оборудования, подбору комплектации и т.п.,
- поставка оборудования и расходных материалов,
- запуск оборудования в эксплуатацию,
- техническая поддержка, сервис, гарантийное и послегарантийное обслуживание,
- постановка методик, помощь в решении проблем поверки, аттестации и валидации оборудования.

Наши возможности, опыт и квалификация сотрудников позволяют решать практически любые задачи, связанные с оснащением лабораторий контроля качества и научно-исследовательских центров высокотехнологичными надежными приборами, которые наилучшим образом подходят под задачи наших заказчиков и обладают оптимальным соотношением цена/качество.

В специализированных каталогах и на веб-сайте SocTrade представлено оборудование для всех стадий осуществления аналитического контроля и исследования материалов:

- оборудование для исследования, счета и фракционирования нано- и микрочастиц,
- оборудование для анализа поверхностных явлений и изучения процессов смачивания,
- трибомашины – оборудование для изучения процессов трения и износа,
- муфельные и другие печи, в том числе специализированные,
- реакторы химические, в том числе для сверхкритических процессов,
- термостаты лабораторные, сушильные шкафы, инкубаторы,
- оборудование для контроля качества в нефтегазовой промышленности, агро-секторе, фармацевтической промышленности
- титраторы, плотномеры, вискозиметры, рефрактометры,
- общелaborаторное аналитическое оборудование.

Мы ведем активный диалог с производителями лабораторного оборудования, представителями сертификационных органов, ведущими учёными, специалистами предприятий, постоянно следим за новыми разработками приборов и изменениями в нормативной базе. Все это позволяет нам в течение многих лет обеспечивать наших партнёров высококачественным оборудованием и поддерживать стабильно высокое качество наших услуг.

Будем рады видеть Вас среди наших заказчиков!

