

Межведомственный научный совет по радиохимии  
при Президиуме РАН и ГК Росатом

Федеральное государственное унитарное предприятие  
«Производственное объединение «Маяк»

Озерский технологический институт (филиал)  
ФГОУ ВО Национального исследовательского ядерного университета  
(МИФИ)

# СЕДЬМАЯ РОССИЙСКАЯ МОЛОДЕЖНАЯ ШКОЛА ПО РАДИОХИМИИ И ЯДЕРНЫМ ТЕХНОЛОГИЯМ

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

12-16 сентября 2016 года

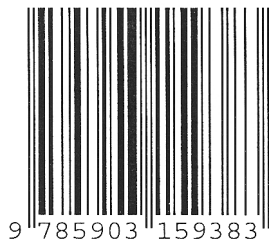
Озерск  
2016

УДК 541.15(063)

Седьмая Российская молодежная школа по радиохимии и ядерным технологиям: Тезисы докладов. Озерск, 12-16 сентября 2016 г. – Озерск: РИЦ ВРБ ФГУП «ПО «Маяк», 2016. – 162 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных участниками Седьмой Российской молодежной школы по радиохимии и ядерным технологиям.

ISBN 978-5-903159-38-3



ISBN 978-5-903159-38-3

© РИЦ ВРБ ФГУП «ПО «Маяк», 2016

**Седьмая Российская молодежная школа  
по радиохимии и ядерным технологиям**

Можно согласиться с тем, что наиболее важные научные проблемы, связанные с обеспечением энергией, повышением качества жизни за счет создания высокотехнологической медицины, решением проблем ядерного наследия, производства новых композитных материалов непосредственно связаны с развитием ядерных технологий. Радиохимия как относительно молодая и наиболее динамично развивающаяся химическая наука в России и в мире, как и прежде, безусловно востребована и чрезвычайно интересна.

Возможно поэтому, Уральские радиохимические школы привлекают большой интерес среди научной молодежи, ориентированной на вовлечение в атомную отрасль. Это понятно: Россия – крупнейшая ядерная держава, обладающая приоритетом создания уникальных технологий в обеспечении безопасности атомной энергетики, ядерной медицине, изотопной индустрии, фундаментальной радиохимии.

Поднять «научную планку» выше мирового уровня очень сложно, но еще сложнее – её поддерживать. Это возможно только в условиях постоянной передачи знаний, как говорят ныне – компетенций, от «старого» поколения «молодому» поколению в обеспечении их новыми научными академическими знаниями и практическими навыками. Для этого и в этой связи руководство ФГУП «ПО «Маяк» при поддержке Межведомственного научного совета по радиохимии при Президиуме РАН, ГК «Росатом» и ОТИ НИЯУ МИФИ, начиная с 2004 года, проводит на Южном Урале Российские молодежные школы по радиохимии и радиохимическим технологиям. Через эти Школы прошло уже более тысячи «школьников»: студентов, аспирантов, научных сотрудников и инженеров из ведущих ВУЗов России, академических и отраслевых институтов. Они получали реальную возможность не только встретиться с ведущими учеными России, обсудить свои научные результаты на устной или стендовой сессии, но и посетить действующие производства ФГУП «ПО «Маяк», РФЯЦ «ВНИИТФ», музейные экспозиции в Ильменском заповеднике, ЗАТО Озерска и Снежинска, ознакомиться с красотами Южного Урала.

Важнейшая задача работы молодежных Школ состоит в старании воспитывать учеников так, чтобы они в короткое время сами стали наставниками, обладающими активной жизненной и гражданской позицией.

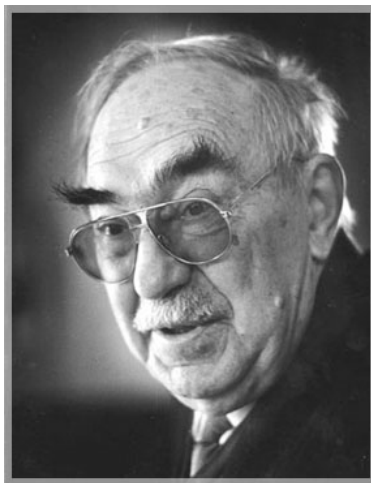
Профессионалами не рождаются, ими становятся, они вступают на сложный, иногда тернистый, путь в серьёзную науку, ведущий к новым достижениям.

Желаю Вам, уважаемые участники Седьмой Российской молодежной школы по радиохимии и радиохимическим технологиям новых творческих успехов, оптимизма и крепкого здоровья!

Председатель Школы,  
член-корреспондент РАН

Тананаев И.Г.

**Уважаемые участники Седьмой Российской молодежной школы  
по радиохимии и ядерным технологиям!**



Мы открываем сборник тезисов Ваших докладов кратким и очень интересным материалом: выступлением академика РАН Бориса Васильевича Литвинова перед молодыми учеными Сунгульской молодежной конференции по радиоэкологии и смежным дисциплинам, состоявшейся в далеком 2002 году.

Слово выдающегося ученого, специалиста в области атомной науки и техники, исследований физики взрыва и высоких плотностей энергии, одного из создателей ядерных зарядов и взрывных устройств, заместителя научного руководителя РФЯЦ ВНИИТФ ранее не публиковалось.

Борис Васильевич, невзирая на занятость, всегда был самым востребованным лектором на наших радиохимических Школах, его лекции были увлекательными и очень содержательными. Уйдя из жизни, академик Б.В. Литвинов не только живет в наших воспоминаниях, но и остается в строю в деле воспитания молодежи.

Рукопись ждала своего времени, и оно пришло. Мы хотим, чтобы Вы прочитали эти слова напутствия, которые чрезвычайно актуальны и сегодня. В слове великого ученого Вы можете увидеть траекторию рассуждений и важный для Вас путь развития ядерных технологий в России.

Ананийчук В.Н.

Тананаев И.Г.

---

**Выступление заместителя научного руководителя РФЯЦ-ВНИИТФ  
академика Б.В. Литвинова на Сунгульской молодёжной школе по радио-  
экологии и смежным дисциплинам**

**Уважаемые товарищи!**

Я приветствую Вас в этих дорогих каждому радиоэкологу местах, в местах, где с 1946 года по 1955 работала одна из первых в Советском Союзе радиобиологических лабораторий, лаборатория «Б». Как Вам хорошо известно, в ней работали такие выдающиеся радиобиологи профессора Вознесенский и Тимофеев-Ресовский, 100-летие которого было отмечено Сунгульской конференцией, проходившей с 24 по 26 августа 2000 года в поселке Сокол, расположенном недалеко отсюда. Материалы этой конференции собраны в книге «Сунгульская конференция», изданной нашим Институтом в прошлом году.

Выбор Вами профессии, посвящённой изучению последствий действия атомных и ядерных излучений на живые организмы, – мужественное и очень ответственное решение. Это – трудная специальность, связанная и с немалым риском, и с огромной ответственностью. Не сложно научиться работать с радиоактивностью без вреда для собственного здоровья, но очень трудно работать с радиоактивностью и делать выводы не те, которые хотят видеть политики, местные или вышестоящие, а те, которые соответствуют действительному радиоэкологическому состоянию исследуемого места. Мне пришлось быть в июле 1989 года в г. Семипалатинске, где проходила медико-радиоэкологическая конференция, на которой члены специальной комиссии Минздрава СССР во главе с членом – корреспондентом Академии медицинских наук Анатолием Федоровичем Цыбом, директором Радиобиологического Центра в г. Обнинске, докладывали о результатах полевых исследований последствий ядерных испытаний на территориях вокруг Семипалатинского ядерного полигона. Конференция была организована Семипалатинским обкомом Коммунистической партии Казахстана и Семипалатинским областным Советом депутатов трудящихся Семипалатинской области. Конференцию открыл первый секретарь Обкома компартии Казахстана Кешрим Бозтаевич Бозтаев, которого я знал как разумного и сдержанного человека. Однако, его слова не соответствовали моему представлению о нём. Вот они: «Я хочу предупредить приезжих учёных, что нам известно подлинное состояние тех территорий, которые вы обследовали, поэтому я не советую им сообщать нам те факты, которые расходятся с нашими данными». Как можно было иначе расценить слова этого партийного чиновника, как не прямое давление на исследователей. Однако докладчики, люди несколько месяцев работавшие в казахской степи и в казахских селениях, имевшие огромный опыт работы в аварийной обстановке на Чернобыльской АЭС, говорили о том, что было на самом деле вокруг Семипалатинского ядерного полигона. А было там следующее: пятна действительно высокой радиоактивности и остатки радиоактивных полос низкой активности, обусловленные выпадениями от воздушных ядерных взрывов 1949-1962 гг., признаки у весьма малого количества осмотренных местных жителей действия радиации, и потрясшая исследователей картина бедности и крайне антисанитарного быта местного населения, практическое отсутствие у них медицинского обслуживания, небрежное обращение с сельскохозяйственными химикатами, полное отсутствие заботы о жителях, что являлось прямой обязанностью местных партийных и советских органов. Эти результаты не могли понравиться областному начальству, которое хотело списать своё преступное отношение к своим соотечественникам на полигон и его деятельность. Докладчиков грубо обрывали, задавали вопросы, не относящиеся к делу. На трибуну вышел академик Казахской Академии наук и начал приводить свои данные, в которых приводимые цифры о величинах радиоактивности, в якобы обследованных им местах, отличались для проб грунта, взятых в один день из одних и тех же мест на три порядка. Никаких вопросов ему председательствующий Бозтаев не разрешил задавать. Было ясно видно, что это выступление специально организовано местными властями, чтобы посеять недоверие к данным об-

нинских радиоэкологов и биологов. Так на одной конференции прозвучали данные о состоянии с радиоактивностью на обследованных территориях объективные и заказные. Это был для меня наглядный урок использования радиоэкологических данных для решения разных подходов к объективной реальности.

Я не буду больше рассказывать о той давней конференции. Я рассказал о ней, как о примере трудной работы радиоэкологов, как напоминание Вам, что Ваши исследования могут приобретать политическое значение и что при этом Вы должны сохранять мужество и сообщать то, что есть в действительности, а не то, что кому-то выгодно. Заказ приходит и уходит, а Вы останетесь наедине со своей совестью. Это свойство, которое отличает настоящего человека от животного и подобия человека. Сохраняйте это свойство, несмотря на то, что большей частью это не выгодно. Выгода даёт временное удовлетворение, а ощущение себя человеком с совестью – не просто удовлетворение временного чувства своего превосходства над другими людьми, а основа уважения к Вам многих и многих людей, свидетельство Вашего мужества и Вашего высокого человеческого достоинства.

Ваша специальность тесно связана с основами жизни многих людей. Со временем Вы станете специалистами и некоторые из Вас станут весьма крупными специалистами, но где бы и кем бы Вам не пришлось работать, запомните одно: Вы будете постоянно сталкиваться с очень сложной проблемой. Она заключается в том, что развитие человечества, его благополучие в его искусственном мире зависят от взаимодействия с природой. Как правильно построить это взаимодействие, как разумно брать то, что запасено в природе, как не нарушать тысячами и миллионами лет сложившееся природное равновесие, как сохранить его? Эта проблема не решена. Её решение только прощупывается. Возможно, что и Вашему поколению не удастся её решить, но Ваш вклад в её решение будет больше, чем вклад Ваших предшественников, потому что Вы внесёте новый вклад к тому, что сделано Вашими предшественниками.

Особенно важно постоянно расширять свой кругозор. Знать, что делается в смежных науках и прежде всего в физике, химии и геологии. В геологии существует одна из гипотез развития фундаментальных геологических процессов, весьма существенно влияющих на развитие органической жизни на планете Земля. На ней в силу её особенностей развития идёт непрерывный процесс образования осадков. Эти осадки являются продуктом выпадения на Землю космической пыли, выпадением остатков отмирающих флоры и фауны Земли и осадков от разрушения её неорганических материалов, главным образом гор. Накопление осадков со временем нарушает природное равновесие и происходит катастрофическое изменение статической природной среды в соответствии с новым распределением масс неорганических материалов на Земле. Это – весьма правдоподобная и продуктивная гипотеза, нуждающаяся в проверке и развитии. И это, возможно, придётся делать кому-то из Вас.

В заключение я желаю Вам успехов в жизни, в исследованиях, добрых друзей и здоровья. До скорых встреч и новых общений.

Академик Литвинов  
28 августа 2002 г.

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ХИМИЧЕСКОГО ИЗОТОПНОГО ОБМЕНА С ЭЛЕКТРОЛИЗОМ (СЕСЕ) В УСТАНОВКЕ ПО ОЧИСТКЕ ТРИТИЕВЫХ ЖРО С АЭС «ФУКУСИМА»</b> <i>А.И. Костылев, Е.В. Зеленина, Н.Г. Фирсин, Ю.С. Пак, А.Н. Букин</i> .....	15
<b>РАЗРАБОТКА САМОСВЕТАЮЩИХСЯ КЕРАМИК НА ОСНОВЕ КУБИЧЕСКОГО СТАБИЛИЗИРОВАННОГО ДИОКСИДА ЦИРКОНИЯ</b> <i>О.Г. Богданова, Б.Е. Бураков</i> .....	16
<b>РАДИАЦИОННЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ В ВОДОРОДОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛАХ ХОЛОДНОГО ЗАМЕДЛИТЕЛЯ РЕАКТОРА ИБР-2</b> <i>М.В. Булавин, А.В. Верхоглядов, С.А. Куликов, Е.П. Шабалин, В.И. Фельдман</i> .....	17
<b>ЭКСТРАКЦИОННЫЙ КАРБОНАТНЫЙ АФФИНАЖ УРАНА U(VI) В КАРБЭКС-ПРОЦЕССЕ</b> <i>Л.М. Абашев, А.В. Бояринцев, С.И. Степанов</i> .....	19
<b>ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ПОВЕДЕНИЕ ПРОТАКТИНИЯ В МИНЕРАЛЬНЫХ КИСЛОТАХ</b> <i>Е.С. Арефьева, И.Л. Синенко, В.С. Остапенко</i> .....	21
<b>РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ В ДАЛЬНЕВОСТОЧНОМ РЕГИОНЕ РОССИИ</b> <i>С.В. Ахромеев</i> .....	22
<b>ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА УРАНОМОЛИБДАТА ЦЕЗИЯ <math>Cs_6[(UO_2)_2(MoO_4)_4O]</math> И МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ С УЧАСТИЕМ УРАНОМОЛИБДАТОВ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ СОСТАВА <math>Ml_6[(UO_2)_2(MoO_4)_4O]</math> (<math>M^I = Na, K, Rb, Cs</math>)</b> <i>М.Л. Бородулина, М.И. Лелет</i> .....	22
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ МЕЧЕНИЯ RGD-ПЕПТИДОВ РАДИОНУКЛИДАМИ <math>^{99m}Tc</math> И <math>^{68}Ga</math></b> <i>В.Б. Бубеничиков, А.Я. Марук, А.Б. Брускин, Г.Е. Кодина</i> .....	23
<b>ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ КОРПУСА «Б» АО «ВНИИНМ»</b> <i>И.И. Верещагин, С.В. Белоусов, А.Е. Ефремов, С.В. Хлебников, А.Ю. Кузнецов</i> .....	24
<b>ВОЛОКСИДАЦИЯ ИМИТАТОРА ОЯТ В КАРБОНАТНЫХ СРЕДАХ</b> <i>А.С. Вольф, М.В. Важенков, А.В. Бояринцев, С.И. Степанов</i> .....	25
<b>КОМПОЗИЦИОННЫЕ КЕРАМИЧЕСКИЕ МАТЕРИАЛЫ НА ОСНОВЕ ОКСИДА <math>Y_{2,5}Nd_{0,5}Al_5O_{12}</math> СО СТРУКТУРОЙ ГРАНАТА. ПОЛУЧЕНИЕ. СВОЙСТВА</b> <i>Л.С. Головкина, М.С. Болдин, Н.В. Сахаров</i> .....	27
<b>ОБРАЗОВАНИЕ ОРГАНИЧЕСКИ СВЯЗАННОГО ТРИТИЯ В КЛЕТКАХ РАСТЕНИЙ В ПРОЦЕССЕ ИХ РОСТА</b> <i>О.С. Горшкова, А.О. Мариянц, И.А. Шестаков, А.Б. Сазонов</i> .....	27
<b>ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ В ХЛОРИДНЫХ РАСПЛАВАХ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ АТОМНО-ЭМИССИОННЫМ СПЕКТРАЛЬНЫМ МЕТОДОМ</b> <i>И.А. Горячев, М.И. Хамдеев</i> .....	29
<b>ОПРЕДЕЛЕНИЕ <math>^{210}Po</math> В ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ</b> <i>Н.С. Густова, М.В. Густова, О.Д. Маслов</i> .....	31
<b>НАТРИЙ-АЛЮМО(ЖЕЛЕЗО)-ФОСФАТНЫЕ СТЕКЛА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ АКТИНИДОВ</b> <i>С.С. Данилов, С.Е. Винокуров, С.В. Стефановский, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	33
<b>ЭКСТРАКЦИЯ ИТТРИЯ И ЕВРОПИЯ АРИЛФОСФОРНЫМИ ЛИГАНДАМИ</b> <i>Н.Г. Андреади</i> .....	34

---

<b>РАСТВОРЕНИЕ СЛИТКА УРАНА-ПЛУТОНИЯ-НЕПТУНИЯ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ</b> <i>М.Г. Дмитриев, В.А. Назиров, В.Е. Давыдов, А.Ю. Вахрушин, А.А. Елесин, Д.В. Зверев, К.Н. Двоеглазов</i> .....	36
<b>СОРБЦИОННЫЕ СВОЙСТВА ХАКАССКОГО БЕНТОНИТА ПО ОТНОШЕНИЮ К Cs(I)</b> <i>М.В. Евсюнина, И.Э. Власова, В.Г. Петров</i> .....	37
<b>ДЕЗАКТИВАЦИЯ ОТРАБОТАННЫХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ ОТ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ</b> <i>М.С. Паламарчук, А.М. Егорин, Э.А. Токарь, М.В. Тутов, В.А. Авраменко</i> .....	38
<b>ПРИМЕНИМОСТЬ НЕКОТОРЫХ МЕТОДОВ ОЧИСТКИ ЖРО К РАСТВОРАМ-ИМИТАТОРАМ ДЕЗАКТИВИРУЮЩИХ РАСТВОРОВ</b> <i>А.М. Зарубо, А.Н. Кургузова, В.В. Торопова, А.В. Радкевич</i> .....	40
<b>ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ ГИБКИХ, ПЛАСТИЧНЫХ КЕРАМИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ НА ОСНОВЕ МИНЕРАЛОПОДОБНЫХ СТРУКТУР СИЛИКАТНОГО И ФОСФАТНОГО ХАРАКТЕРА. МОДЕЛИРОВАНИЕ, ПОЛУЧЕНИЕ, ИЗУЧЕНИЕ МЕХАНИЧЕСКИХ, ФИЗИЧЕСКИХ И ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ</b> <i>А.А. Захарова, Д.А. Михайлов, А.И. Орлова, М.С. Болдин, Н.В. Сахаров, О.А. Белкин, С.В. Шотин, А.В. Нохрин</i> .....	41
<b>ОСНОВНЫЕ ПОДХОДЫ К РАЗРАБОТКЕ УСТАНОВКИ ОТВЕРЖДЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ИЛОВЫХ ОТЛОЖЕНИЙ</b> <i>В.А. Иванова, Н.А. Науменко, У.С. Никулина, В.В. Медведев, О.Н. Погорелко, Д.В. Журников, А.В. Ратман, М.В. Антоненко</i> .....	42
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ЭКСТРАКЦИИ ЦЕЗИЯ П-АЛКИЛКАЛИКС[8]АРЕНАМИ ИЗ КАРБОНАТНО-ЩЕЛОЧНЫХ СРЕД</b> <i>И.В. Смирнов, Н.М. Ивенская</i> .....	44
<b>СРАВНЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ИЗВЛЕЧЕНИЯ АМЕРИЦИЯ И ПЛУТОНИЯ НА ТВЕРДОФАЗНЫХ ЭКСТРАГЕНТАХ ТОДГА, DN RESIN-В И TEVA RESIN-В ИЗ МОДЕЛЬНЫХ ПУЛЬП НАКОПЛЕННЫХ ВАО</b> <i>Н.М. Ивенская, П.В. Козлов, М.Б. Ремизов</i> .....	46
<b>РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА НА ТЕРРИТОРИИ РАДИОАКТИВНОГО СЛЕДА, ОБРАЗОВАВШЕГОСЯ ПОСЛЕ АВАРИИ НА АТОМНОЙ ПОДВОДНОЙ ЛОДКЕ В БУХТЕ ЧАЖМА</b> <i>Д.В. Исаев, А.В. Титов, С.М. Киселев, В.В. Шлыгин, Н.Я. Новикова, Р.А. Старинская</i> .....	48
<b>НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ, ПРОТЕКАЮЩИХ ПРИ ЭЛЕКТРОЛИТНО-ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКЕ КОНСТРУКЦИОННЫХ СТАЛЕЙ, ПРИМЕНЯЕМЫХ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИК</b> <i>О.В. Каленчукова</i> .....	49
<b>КРИСТАЛЛОХИМИЯ РЗЭ-СОДЕРЖАЩИХ ФОСФАТОВ СЕМЕЙСТВА NASICON КАК ОСНОВЫ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАО</b> <i>А.Е. Канунов</i> .....	50
<b>ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ КАЧЕСТВА ДЕЗАКТИВАЦИИ КАПСУЛ ИСТОЧНИКОВ С ЦЕЗИЕМ-137</b> <i>И.А. Шутков, Н.А. Кузнецова</i> .....	51
<b>ИЗВЛЕЧЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ И ТЯЖЕЛЫХ МЕТАЛЛОВ ИЗ РАСТВОРОВ МЕТОДОМ НАНОФИЛЬТРАЦИИ</b> <i>В.О. Каптаков, В.В. Милютин, Н.А. Некрасова</i> .....	52
<b>ОЦЕНКА ФОНОВЫХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ СОСТОЯНИЯ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ПЕРЕД ПУСКОМ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ АЭС</b> <i>Е.В. Лунева, О.М. Лебедева, А.В. Жукова, Л.Э. Карл</i> .....	54

---



---

<b>НОРМАТИВНО-ПРАВОВЫЕ АСПЕКТЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ В БЕЛАРУСИ</b> <i>О.Б. Гурко, М.А. Козел</i> .....	56
<b>ИСПОЛЬЗОВАНИЕ БЕНТОНИТОВЫХ ГЛИН МЕСТОРОЖДЕНИЯ «ОСТРОЖАНСКОЕ» ГОМЕЛЬСКОЙ ОБЛАСТИ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ПРОТИВОМИГРАЦИОННЫХ И ПРОТИВОФИЛЬТРАЦИОННЫХ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПЗРО</b> <i>Д.К. Короб</i> .....	57
<b>ИЗУЧЕНИЕ СОРБЦИОННЫХ СВОЙСТВ ОКСИДА ГРАФЕНА</b> <i>А.С. Кузенкова, А.Ю. Романчук, С.Н. Калмыков</i> .....	59
<b>РАЗРАБОТКА НОВОГО МЕТОДА ИММОБИЛИЗАЦИИ СРЕДНЕАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В КАЛИЙ-МАГНИЙ-ФОСФАТНУЮ МАТРИЦУ</b> <i>С.А. Куликова, С.Е. Винокуров, Ю.М. Куляко, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	60
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ПОТЕНЦИАЛА СВЯЗЫВАНИЯ РАДИОЦЕЗИЯ И СЕЛЕКТИВНОСТИ СОРБЦИИ ЦЕЗИЯ ПРИРОДНЫМИ И МОДИФИЦИРОВАННЫМИ ФЕРРОЦИАНИДАМИ ГЛАУКОНИТОМ И КЛИНОПТИЛОЛИТОМ</b> <i>И.О. Куляева, А.В. Воронина</i> .....	62
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ФРАКЦИОННОГО СОСТАВА, ТЕРМОДЕСТРУКЦИИ, ВОЗДЕЙСТВИЯ ВОДЯНОГО ПАРА НА СОРБЦИОННЫЕ СВОЙСТВА МИНЕРАЛЬНОЙ ЧАСТИ ГОРЮЧИХ СЛАНЦЕВ, С ЦЕЛЮ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДЛЯ ОЧИСТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ</b> <i>А.Н. Кургузова, В.С. Лабко, А.М. Зарубо, Л.В. Шемет</i> .....	64
<b>ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ НА <math>\alpha</math>-FeOОН</b> <i>А.И. Ларина, Ю.М. Неволин, А.Ю. Романчук</i> .....	65
<b>РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ПЕРСОНАЛА И ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАБОТ С РЕНИЕМ-188</b> <i>Р.Н. Мануйлов, О.Е. Захарова, В.В. Крылов, Т.Ю. Кочетова</i> .....	66
<b>ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ИЗОТОПНЫЕ ЭФФЕКТЫ ТРИТИЯ В РАСТВОРАХ УГЛЕВОДОВ</b> <i>А.О. Мариянац, О.С. Горшкова, И.А. Шестаков, А.Б. Сазонов</i> .....	67
<b>КОМПЛЕКСООБРАЗОВАНИЕ ЕВРОПИЯ АЗАКРАУН-ЛИГАНДОМ</b> <i>Е.В. Матазова</i> .....	69
<b>ЭКСТРАКЦИЯ Am(III), Cm(III) И ЛАНТАНОИДОВ ПРОИЗВОДНЫМИ ПИРИДИН-ДИКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ И 1,10-ФЕНАНТРОЛИНДИКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ</b> <i>П.И. Матвеев</i> .....	71
<b>ПЕРСПЕКТИВНЫЕ КЕРАМИЧЕСКИЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ КОНСОЛИДАЦИИ Cs, Sr+Ba, Ln, А ТАКЖЕ ТРАНСМУТАЦИИ/КОНСОЛИДАЦИИ МИНОР-АКТИНИДОВ</b> <i>Д.А. Михайлов, Н.В. Маланина, А.И. Орлова, М.С. Болдин, Н.В. Сахаров, О.А. Белкин, А.В. Нохрин, В.А. Скуратов</i> .....	72
<b>КЕРАМИКИ НА ОСНОВЕ ФОСФАТОВ NdPO<sub>4</sub> И Y<sub>0,95</sub>Gd<sub>0,05</sub>PO<sub>4</sub>, ПОЛУЧЕННЫЕ МЕТОДОМ SPS. ИЗУЧЕНИЕ ГИДРОЛИТИЧЕСКОЙ И РАДИАЦИОННОЙ УСТОЙЧИВОСТИ</b> <i>Е.А. Потанина, Д.А. Михайлов, А.И. Орлова, М.С. Болдин, О.А. Белкин, Н.С. Сахаров, А.В. Нохрин, В.А. Скуратов</i> .....	73
<b>РАЗРАБОТКА ЯДЕРНО-ХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА МЕЧЕННЫХ ТРИТИЕМ БИОМАРКЕРОВ ДИАЗИНИЕВОЙ СТРУКТУРЫ</b> <i>Н.Е. Щепина, В.В. Аврорин, М.Ф. Мусеева, Г.А. Бадун, С.Ю. Баландина</i> .....	74
<b>ПРОТОЧНАЯ МУЛЬТИСЕНСОРНАЯ ПОТЕНЦИОМЕТРИЧЕСКАЯ ЯЧЕЙКА ДЛЯ ИОННОГО АНАЛИЗА</b> <i>И.С. Муратова, К.Н. Михельсон</i> .....	76

---

---

<b>КРИОГЕННАЯ СИСТЕМА И ОСНОВНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ КОМПЛЕКСА КОМБИНИРОВАННЫХ ЗАМЕДЛИТЕЛЕЙ НЕЙТРОНОВ РЕАКТОРА ИБР-2</b> <i>К.А. Мухин, Н.Н. Агапов, А.А. Беляков, А.А. Кустов</i> .....	78
<b>ЛАБОРАТОРНАЯ УСТАНОВКА ГАЗООЧИСТКИ ДЛЯ ОПЕРАЦИИ РАСТВОРЕНИЯ ОЯТ РБН</b> <i>Н.А. Науменко, А.С. Черникова, И.Н. Ненартович, С.А. Ивонин</i> .....	80
<b>ИЗУЧЕНИЕ ЭКСТРАКЦИИ ЕВРОПИЯ И МОЛИБДЕНА ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ КАРБАМОИЛМЕТИЛФОСФИНОКСИДОМ В ВЫСШИХ СПИРТАХ</b> <i>А.А. Наумов, Н.Д. Голецкий, Б.Я. Зильберман, Б.Ф. Мясоедов</i> .....	81
<b>ОБЪЕМНОЕ ОКИСЛЕНИЕ (ВОЛОКСИДАЦИЯ) НИТРИДА И КАРБИДА УРАНА</b> <i>Ю.М. Неволин, С.Н. Калмыков, С.А. Кулюхин</i> .....	83
<b>СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ МЕТОДОВ ОЧИСТКИ Sr-89</b> <i>Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, А.С. Корнилов, П.И. Нечаев</i> .....	84
<b>ПРИМЕНЕНИЕ ПУЛЬСАЦИОННОГО КОЛОННОГО ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ ПОЧВОГРУНТОВ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ РАДИОНУКЛИДАМИ ИЛИ ТЯЖЕЛЫМИ МЕТАЛЛАМИ</b> <i>У.С. Никулина, Н.А. Науменко, А.С. Черникова, В.С. Дьяков</i> .....	85
<b>ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ПОВЕДЕНИЕ Ac(III), La(III), Ce(III) И Pa(V)</b> <i>И.Л. Синенко, В.С. Остапенко</i> .....	86
<b>РАСТВОРЕНИЕ ОКСИДОВ Ce(IV) И Pu(IV) В ФТОРИДНЫХ И КАРБОНАТНО-ФТОРИДНЫХ СРЕДАХ</b> <i>С.А. Поляков, А.В. Бояринцев, С.И. Степанов</i> .....	87
<b>ИЗУЧЕНИЕ ОБЛУЧЕННЫХ ИОНАМИ И НЕОБЛУЧЕННЫХ ТОНКИХ ПЛЕНОК UO<sub>2</sub> МЕТОДОМ РФЭС</b> <i>Ю.А. Тетерин, А.Ю. Попель, К.И. Маслаков, А.Ю. Тетерин, К.Е. Иванов, С.Н. Калмыков, R. Springell, T.B. Scott, I. Farnan</i> .....	89
<b>ФОСФАТНЫЕ РЕНТГЕНОЛЮМИНОФОРЫ ДЛЯ ФОТОДИНАМИЧЕСКОЙ ТЕРАПИИ</b> <i>Е.А. Потанина, А.Е. Канунов</i> .....	90
<b>РЕАКТОРНОЕ ПРОИЗВОДСТВО ЙОД-131 В АО «ГНЦ НИИАР»</b> <i>А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, В.А. Тарасов</i> .....	91
<b>ПРОТИВОМИГРАЦИОННЫЕ БАРЬЕРЫ НА ОСНОВЕ МИНЕРАЛЬНОГО СЫРЬЯ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АЭС</b> <i>Е.О. Прокопьев</i> .....	92
<b>РАДИОХИМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПОЛУЧЕНИЯ ОБРАЗЦОВ СЕЛЕНА ВЫСОКОЙ ЧИСТОТЫ ДЛЯ НИЗКОФОНОВЫХ ИЗМЕРЕНИЙ</b> <i>А.В. Рахимов, В.Б. Бруданин, Г. Варот, М. Зампаоло, В.К. Карандашев, Д.В. Караиванов, О.И. Кочетов, Н.А. Лебедев, Ф. Пикмаль, И.И. Садыков, Д.В. Философов</i> .....	93
<b>ПРИМЕНЕНИЕ АВТОМАТИЗИРОВАННОГО МОДУЛЯ СИНТЕЗА ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ РФП <sup>68</sup>Ga</b> <i>М.Г. Рахимов, Д.Н. Туманова, А.Б. Брускин</i> .....	95
<b>АКТИНИДЫ В ГИДРОБИОНТАХ ВОДОЕМОВ ПО «МАЯК»</b> <i>А.К. Рожкова, Е.А. Гущина, Н.В. Кузьменкова</i> .....	96
<b>ВЛИЯНИЕ ДОБАВЛЕНИЯ ПОВЕРХНОСТНО-МОДИФИЦИРОВАННОГО ГЛАУКОНИТА НА РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЦЕЗИЯ В СИСТЕМЕ «ПОЧВА – РАСТЕНИЕ»</b> <i>В.Г. Рябухина, В.С. Семеничев</i> .....	97

---

**ДЕЗАКТИВАЦИЯ КОНЦЕНТРАТА СКАНДИЯ, ПОЛУЧАЕМОГО ИЗ ВОЗВРАТНЫХ РАСТВОРОВ ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА**

*В.Н. Рычков, В.С. Семенов, М.А. Машковцев, Е.В. Кириллов, С.В. Кириллов, Г.М. Буньков, М.С. Боталов* ..... 99

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ  $^{222}\text{Rn}$  В ПИТЬЕВЫХ ВОДАХ ИЗ ПОДЗЕМНЫХ ИСТОЧНИКОВ**

*В.С. Семенов, С.В. Глазырин* ..... 101

**ОПТИМИЗАЦИЯ УСЛОВИЙ РАДИОЙОДИРОВАНИЯ N-ОКСИСУКЦИНИМИДИЛ М-ТРИБУТИЛСТАНИЛБЕНЗОАТА (STB)**

*А.С. Семенова, Д.А. Царев* ..... 102

**ЭКСТРАКЦИЯ Am(III), Cm(III) И ЛАНТАНОИДОВ В ПРИСУТСТВИИ ВОДОРАСТВОРИМОГО ЛИГАНДА – ТЕТРААМИДА 2,3,5,6-ПИРАЗИНТЕТРАКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ**

*И.А. Согласов, П.И. Матвеев* ..... 103

**ИЗУЧЕНИЕ ФОРМ НАХОЖДЕНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ**

*В.Г. Старинский* ..... 104

**ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАССОВОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ ПЛУТОНИЯ ВО ВХОДНЫХ ПРОДУКТАХ НА УСТАНОВКЕ АХУ-5Ж**

*Т.А. Зайцева, Е.В. Зацепина, О.В. Степанова, О.В. Старовойтова* ..... 105

**РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ РАФИНАТА АФФИНАЖНЫХ ОТДЕЛЕНИЙ С ОТВЕРЖДЕНИЕМ В ЦЕМЕНТНОЕ ВЯЖУЩЕЕ**

*О.М. Слюнчев, В.А. Ремизова, П.А. Бобров* ..... 105

**МАСШТАБИРОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ  $^{226}\text{Ra}$** 

*Р.А. Кузнецов, В.А. Тарасов, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, В.А. Узиков* ..... 106

**ИССЛЕДОВАНИЕ РАВНОВЕСИЯ В СИСТЕМАХ  $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2/\text{HNO}_3/\text{H}_2\text{O}$  И  $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2/\text{HNO}_3/\text{H}_2\text{O}$** 

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.Ю. Баранов, А.С. Куприянов, Р.Г. Абдуллоев, Р.А. Кузнецов* ..... 107

**ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ С ПОМОЩЬЮ УЛЬТРАЗВУКА**

*М.В. Ерофеева, Ю.В. Козина, Н.А. Кузнецова* ..... 109

**ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СОВРЕМЕННОГО МЕТОДА АНАЛИЗА – РАМАНОВСКОЙ СПЕКТРОСКОПИИ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ЗАДАЧАМ ФГУП «ПО «МАЯК»**

*Ю.А. Каримова* ..... 110

**ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ЭЛЕКТРОИМПУЛЬСНОГО СПЕКАНИЯ ПОД ДАВЛЕНИЕМ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК  $\text{UO}_2$** 

*П.В. Махров, Е.К. Папынов* ..... 112

**РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ НЕРАСТВОРИМОГО СОЕДИНЕНИЯ ЙОДА-129**

*Р.В. Пашиковский, Ю.А. Занора, С.В. Степанов, И.А. Истомин* ..... 113

**ОЦЕНКА ДЕЗАКТИВИРУЮЩЕЙ СПОСОБНОСТИ ИОНООБМЕННЫХ ТКАНЕЙ ПРИ ДЕЗАКТИВАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ И ОБЛИЦОВОЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ**

*О.А. Сахненко, Н.А. Кузнецова* ..... 114

**ЭКСТРАКЦИОННОЕ ИЗВЛЕЧЕНИЕ АМЕРИЦИЯ ЗАМЕЩЕННЫМИ КАЛИКС[*n*]АРЕНАМИ ИЗ ЩЕЛОЧНЫХ РАСТВОРОВ**

*Е.С. Степанова, М.Ю. Тюпина, С.Р. Зарипов* ..... 116

---

<b>L<sub>n</sub>-СОДЕРЖАЩИЕ МОЛИБДАТЫ И ВОЛЬФРАМАТЫ, КАК ВОЗМОЖНЫЕ МАТРИЦЫ ДЛЯ КОМПОНЕНТОВ РАО. ПОЛУЧЕНИЕ, СВОЙСТВА</b> <i>Е.А. Потанина, М.Г. Токарев</i> .....	117
<b>ОРГАНОМИНЕРАЛЬНЫЙ СОРБЕНТ НА ОСНОВЕ СМЕШАННОГО ФЕРРОЦИАНИДА ЦИНКА-КАЛИЯ ДЛЯ ИЗВЛЕЧЕНИЯ И КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ РАДИОНУКЛИДА Cs-137 ИЗ МОРСКОЙ ВОДЫ</b> <i>А.М. Егорин, Э.А. Токарь, В.А. Авраменко, И.Г. Тананаев, Л.А. Земскова</i> .....	118
<b>ИЗВЛЕЧЕНИЕ НАТРИЯ ИЗ РАСТВОРА СОЛЕЙ ЛИТИЯ СОРБЕНТОМ НА ОСНОВЕ MnO<sub>2</sub></b> <i>А.М. Егорин, Э.А. Токарь, Ю.А. Азарова, А.С. Портнягин, И.Г. Тананаев, В.А. Авраменко</i> .....	119
<b>ПЕНТАКАРБОНИЛФТОРИД ТЕХНЕЦИЯ: ВОЗМОЖНОСТЬ ПОЛУЧЕНИЯ И УСТОЙЧИВОСТЬ</b> <i>М.Ю. Тютина, Е.С. Степанова</i> .....	121
<b>ИЗУЧЕНИЕ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ ИЗ СТЕКОЛ, ИМИТИРУЮЩИХ ОТВЕРЖДЕННЫЕ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ</b> <i>Н.В. Тусикова, Е.А. Беланова, П.В. Козлов, М.Б. Ремизов, К.А. Джэвелло</i> .....	122
<b>ВЫДЕЛЕНИЕ СКАНДИЯ ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ТИТАНА</b> <i>Е.Б. Фуркина</i> .....	124
<b>ДИНАМИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ ЭКСТРАКЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ВАО С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЭКСТРАГЕНТА TODGA В Ф-3</b> <i>Р.Н. Хасанов, А.И. Широков, Ю.А. Ворошилов, М.В. Логунов</i> .....	125
<b>ПОДГОТОВКА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ УСТАНОВКИ «У-5» АО «ВНИИНМ»</b> <i>С.В. Хлебников, С.В. Белоусов, И.И. Верещагин, А.Е. Ефремов, А.Ю. Кузнецов</i> .....	127
<b>О КОНТРОЛЕ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ РАЗМЕРОВ РАДИОХИМИЧЕСКИХ АППАРАТОВ</b> <i>М.Р. Хусаинов, О.А. Урцев, Д.В. Лысенко, М.В. Третьяков</i> .....	127
<b>ИЗУЧЕНИЕ ПРОЧНОСТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ВИБРОНАЛИВНОГО МАТЕРИАЛА НА ГИДРАВЛИЧЕСКОЙ СВЯЗКЕ МКРВ-12</b> <i>М.Р. Хусаинов, А.А. Мальцев, П.В. Козлов, А.И. Березюк, М.Б. Ремизов</i> .....	128
<b>ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ И ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ ЖЕЛЕЗА, ХРОМА, НИКЕЛЯ С ЦИНКОМ, ПОЛУЧЕННЫХ ПОСЛЕ ОТГОНКИ ЦИНКА ИЗ РАСТВОРОВ В НЕМ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ ЭП823</b> <i>К.Н. Двоглазов, А.Ю. Шадрин, Е.Ю. Павлюкевич, М.А. Кузин, А.О. Макаров</i> .....	130
<b>2-D МОДЕЛИРОВАНИЕ ЗАГРУЗКИ ИМИТАТОРОВ ОЯТ В АППАРАТ-РАСТВОРИТЕЛЬ</b> <i>М.Р. Хусаинов, А.И. Березюк</i> .....	131
<b>ОЧИСТКА РАДИОНУКЛИДА Ni-63 ОТ ПРИМЕСЕЙ</b> <i>А.С. Корнилов, Е.В. Черноокая</i> .....	133
<b>ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОСАДИТЕЛЬНЫХ МЕТОДОВ ДЛЯ ОЧИСТКИ ЖРО, СОДЕРЖАЩИХ РАДИОНУКЛИДЫ <sup>109</sup>Cd, <sup>108m</sup>Ag, <sup>110m</sup>Ag</b> <i>Л.В. Шемет, А.М. Зарубо, А.В. Радкевич, В.В. Торопова</i> .....	134
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ БЕССОЛЕВОГО ВОССТАНОВИТЕЛЯ – КАРБОГИДРАЗИДА – В ПРОЦЕССЕ ЭКСТРАКЦИОННОГО АФФИНАЖА ПЛУТОНИЯ</b> <i>Д.В. Шипулина, К.А. Кадочигов, А.Н. Машкин, М.В. Логунов</i> .....	135
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ РАЗДЕЛЕНИЯ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТВЕРДОГО ЭКСТРАГЕНТА НА ОСНОВЕ TODGA</b> <i>А.И. Широков, Ю.А. Ворошилов, М.В. Логунов</i> .....	136
<b>ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КОМПЛЕКСООБРАЗОВАНИЯ В СИСТЕМЕ МЕТАЛЛ-ХЕЛАТОР-ПЕПТИД ДЛЯ ТРЕХВАЛЕНТНЫХ F-ЭЛЕМЕНТОВ</b> <i>А.О. Якушева, А.А. Митрофанов, Б.В. Егорова</i> .....	137

---

---

<b>К ВОПРОСУ О ПЕРСПЕКТИВАХ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ НА БИАЭС</b> <i>П.А. Блохин, И.И. Линге</i> .....	138
<b>ВЫПОЛНЕНИЕ РАБОТ ПО ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ И РАЗРАБОТКЕ ПРОЕКТНО-КОНСТРУКТОРСКОЙ ДОКУМЕНТАЦИИ ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ СТЕЛЛАЖЕЙ УПЛОТНЕННОГО ХРАНЕНИЯ ТОПЛИВА ЭНЕРГОБЛОКОВ №1,2 КЛНАЭС (ГПЗ-2015, №6771/985, ИНВ №28016 БАСЕЙН ВЫДЕРЖКИ 1 БЛ. (БЛК №1) И №29016 БАСЕЙН ВЫДЕРЖКИ 2 БЛ. (БЛОК №2)</b> <i>Н.А. Егоров</i> .....	140
<b>РЕКОНСТРУКЦИЯ И АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ЖИТЕЛЕЙ ПОСЕЛКА НОВОГОРНЫЙ, ОБУСЛОВЛЕННОГО АТМОСФЕРНЫМ ПЕРЕНОСОМ РАДИОНУКЛИДА ЦЕЗИЯ-137 С АКВАТОРИИ ВОДОЕМА КАРАЧАЙ ЗА ПЕРИОД С1952 ПО 2015 ГОДЫ</b> <i>К.Ю. Мокров</i> .....	141
<b>ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ РАДИОМЕТРИИ И ЯДЕРНОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ ПРИ ПАСПОРТИЗАЦИИ РАДИОНУКЛИДНЫХ ПРЕПАРАТОВ</b> <i>А.С. Куприянов, С.В. Грунин, Е.В. Малинина</i> .....	143
<b>ИЗУЧЕНИЕ МЕХАНИЗМА СОРБЦИИ ИОНОВ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ (Li, Na, K) СИЛЬНОКИСЛОТНЫМИ КАТИОНИТАМИ</b> <i>Т.С. Волкова, В.В. Рудских</i> .....	144
<b>ОЧИСТКА УРАНОВЫХ АММИАЧНЫХ МАТОЧНЫХ РАСТВОРОВ ОТ АЛЬФА- ИЗЛУЧАТЕЛЕЙ МЕТОДОМ ДИНАМИЧЕСКОЙ ТАНГЕНЦИАЛЬНОЙ ФИЛЬТРАЦИИ</b> <i>Н.С. Самарина, Е.Д. Харлова, К.В. Вербицкий, А.Н. Машкин, М.В. Логунов</i> .....	146
<b>МАСС-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ УРАНА В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОДУКТАХ</b> <i>Е.В. Смолянинова</i> .....	147
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ АЦЕТОГИДРОКСАМОВОЙ КИСЛОТЫ ДЛЯ ПРОМЫВКИ ОТ РУ НА АФФИНАЖНОМ УРАНОВОМ ЦИКЛЕ ПУРЕКС-СХЕМЫ</b> <i>А.Л. Шереметьева, А.Б. Мелентьев, А.Н. Машкин</i> .....	148
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ РАСТВОРЕНИЯ СТЕРЖНЕВЫХ ТВЭЛ В КИПЯЩИХ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ ПРИ ПОВЫШЕННОМ СОДЕРЖАНИИ ФТОРИД-ИОНА</b> <i>В.П. Леликов, М.А. Макарова, В.С. Ермолин</i> .....	150
<b>ОБСЛЕДОВАНИЕ ПОМЕЩЕНИЙ НА СОДЕРЖАНИЕ РАДОНА В ГОРОДЕ КРАСНОКАМЕНСКЕ</b> <i>А.М. Маренный, С.М. Киселев, А.В. Титов, Р.А. Старинская</i> .....	152
<b>ПРИМЕНЕНИЕ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ МЕТОДОВ ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ <sup>193m,195m</sup>Pt ИЗ ОБЛУЧЕННЫХ МИШЕНЕЙ</b> <i>И.А. Чупраков, А.Ш. Мадумаров, Н.В. Аксенов</i> .....	153
<b>РАДИОЛИЗ ТИМИНА ПОД ДЕЙСТВИЕМ ИЗЛУЧЕНИЙ С РАЗЛИЧНОЙ ЛПЭ: КИНЕТИКА И МЕХАНИЗМ</b> <i>И.А. Сластенко, А.Б. Сазонов</i> .....	154
<b>АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ АВТОРОВ</b>	157

---



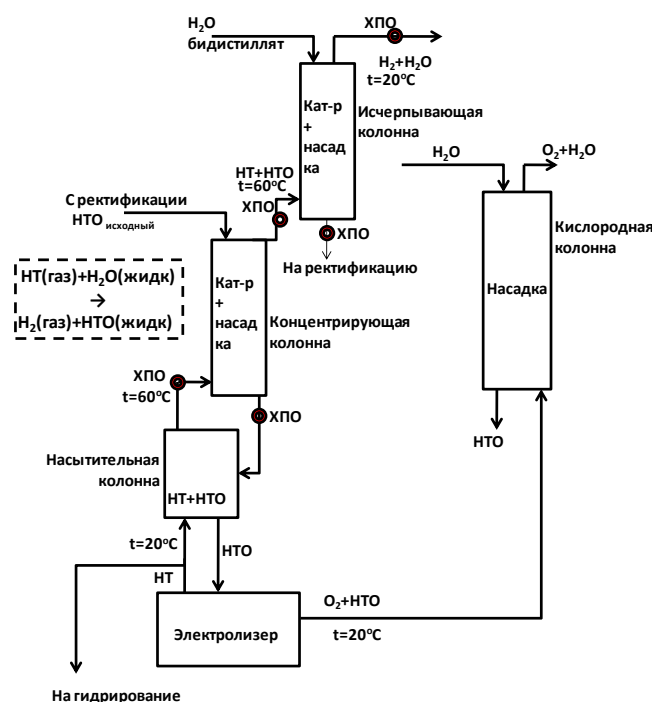
## ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ХИМИЧЕСКОГО ИЗОТОПНОГО ОБМЕНА С ЭЛЕКТРОЛИЗОМ (СЕСЕ) В УСТАНОВКЕ ПО ОЧИСТКЕ ТРИТИЕВЫХ ЖРО С АЭС «ФУКУСИМА»

А.И. Костылев<sup>1</sup>, Е.В. Зеленина<sup>1</sup>, Н.Г. Фирсин<sup>1</sup>, Ю.С. Пак<sup>2</sup>, А.Н. Букин<sup>2</sup>

<sup>1</sup>АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург

<sup>2</sup>РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва

После аварии на АЭС «Фукусима» образовалось около 800 000 м<sup>3</sup> тритий-содержащей воды с содержанием трития около 5·10<sup>6</sup> Бк/л. Для решения проблемы переработки накопившихся тритиевых ЖРО требуется, по оценкам японских специалистов, установка, способная обеспечивать очистку до сбросных норм порядка 500 м<sup>3</sup> загрязненной воды в сутки. В мировой практике нет примеров переработки таких объемов тритиевых ЖРО. В Радиевом институте им. В. Г. Хлопина в сотрудничестве со специалистами РХТУ им. Д.И. Менделеева была разработана технология очистки от трития, позволяющая осуществить переработку больших объемов тритиевых ЖРО. Технология основана на использовании комбинированной схемы очистки: ректификации и изотопного обмена. В узле ректификации осуществляется очистка основного потока загрязненной воды до сбросных норм и предварительное концентрирование трития; в узле изотопного обмена (СЕСЕ-узле) оставшийся тритиевый поток концентрируется и направляется в узел гидрирования, где происходит его иммобилизация на гидриде титана и контейнеризация. На площадке РосРАО в г. Сосновый Бор была построена и запущена демонстрационная установка, призванная продемонстрировать эффективность предложенной технологии.



Узел конечного концентрирования в составе установки предназначен для переработки промежуточного тритиевого концентрата до 1·10<sup>11</sup> Бк/л с получением конечного тритиевого концентрата в форме газообразного трития. Получаемый тритиевый концентрат имеет, таким образом, до 20000 раз большую концентрацию трития, чем в исходных тритиевых ЖРО. Концентрирование трития в данном узле осуществляется по технологии химического изотопного обмена в системе вода – водород с электролизером в качестве нижнего устройства для обращения потоков. Основным разделительным оборудованием узла концентрирования является колонна химического изотопного обмена с электролизером в нижней своей части. Схема узла концентрирования представлена на рисунке.

В качестве контактной поверхности в колоннах СЕСЕ-узла применяется нерегулярная спирально-призматическая насадка и катализатор изотопного обмена РИАН (каталитическая насадка). Катализатор РИАН представляет собой микроспирали из нержавеющей проволоки, на поверхности которых находится активный каталитический слой из гидрофобизированного углеродного материала, содержащего платину.

На специальном стенде были протестированы гидродинамические характеристики катализатора РИАН в сравнении с известным катализатором РХТУ-3СМ [1] для выявления оптимального объемного соотношения загружаемых в колонну катализатора и спирально-призматической насадки. Было выяснено, что использование катализатора РИАН с соотношением катализатор-насадка 1:3 позволяет повысить пропускную способность колонн в 1,3-1,35 раза.

Были проведены испытания СЕСЕ-узла на массообменную эффективность и соответствие проектным характеристикам, т.е. определялась способность узла обеспечить заданной степени концентрирования трития (в 500 раз) при заданной производительности (6,15 л/ч). Испытания проводились на модельном растворе, идентичном по составу ЖРО с АЭС «Фукусима-1» с 15.02.2015 по 19.03.2015. В ходе испытаний на установке было переработано 50 м<sup>3</sup> раствора, с содержанием трития  $5 \cdot 10^6$  Бк/л.

В ходе испытаний было выявлено, что степени разделения в концентрирующей и исчерпывающей колоннах узла конечного концентрирования соответствуют проектным значениям. Конструкция узла концентрирования и его характеристики обеспечивают проектную пропускную способность в 6,5 л/ч и степень разделения. Высота теоретической тарелки (НЕТР) для колонн СЕСЕ-узла составляет 0,3 м. Соответственно число теоретических ступеней разделения для концентрирующей колонны составило 8 [2], что обеспечивает необходимую степень разделения.

Каталитическая насадка, загружаемая в колонну в принятом соотношении с нерегулярной спирально-призматической насадкой, обеспечивает пропускные характеристики: по потоку водорода в колонне – 7,5 м<sup>3</sup>/ч при потоке жидкости 6,5 л/ч.

Таким образом, конструктивные решения, реализованные в узле концентрирования демонстрационной установки, доказывают свою эффективность и работоспособность и могут быть адаптированы для использования в полномасштабной установке по очистке воды от трития.

#### Список литературы:

1. Сахаровский Ю.А., Никитин Д.М., Магомедбеков Э.П. и др. Патент России №2307708. 2006.
2. Андреев Б.М., Магомедбеков Э.П., Райтман А.А. и др. Разделение изотопов биогенных элементов в двухфазных системах. -М.: ИздАТ. 2003. 376 с.
3. Андреев Б.М., Зельвенский Я.Д., Катальников С.Г. Тяжелые изотопы водорода в ядерной технике. -М.: ИздАТ. 2000. 344 с.

## РАЗРАБОТКА САМОСВЕТАЮЩИХСЯ КЕРАМИК НА ОСНОВЕ КУБИЧЕСКОГО СТАБИЛИЗИРОВАННОГО ДИОКСИДА ЦИРКОНИЯ

*О.Г. Богданова, Б.Е. Бураков*

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург

Создание самосветящихся материалов, допированных радионуклидами, на основе прочной кристаллической матрицы открывает принципиально новые области экологически безопасного применения актиноидов. Могут быть созданы «ядерные» батарейки для исполь-



зования в течение длительного времени в условиях космоса, перепада температур и агрессивной среды.

Основная идея создания радиолуминесцентных источников заключается в совмещении в одной устойчивой кристаллической матрице оптимального количества люминофора, обеспечивающего максимальную интенсивность люминесценции и сравнительно небольшого количества радионуклида, энергетически инициирующего люминесценцию.

Подбор оптимального количества люминофора является непростой задачей, и для этого требуются многочисленные эксперименты. Синтез с использованием реальных актинидов требует больших затрат, поэтому на первом этапе создания самосветящихся материалов необходимо определить оптимальную концентрацию ионов-люминофоров для нерадиоактивных образцов.

Как известно, кубический стабилизированный диоксид циркония обладает высокой химической стойкостью, механической прочностью и устойчивостью к самооблучению, что делает его перспективной матрицей для создания радиолуминесцентных источников. Однако в литературе отсутствуют данные об оптимальных концентрациях люминофоров в этой матрице.

Цель данной работы заключается в подборе оптимальной концентрации ионов-люминофоров ( $\text{Eu}^{3+}$  и  $\text{Eu}^{3+}$  с добавкой  $\text{Tb}^{3+}$  для сенсibilизации), обеспечивающую максимальный выход люминесценции, для керамики на основе кубического стабилизированного диоксида циркония.

В данной работе была синтезирована монофазная керамика на основе  $(\text{Zr}_{0.82}\text{Y}_{0.18-x}\text{Eu}_x)\text{O}_{1.91}$  и  $(\text{Zr}_{0.82}\text{Y}_{0.18-x-y}\text{Eu}_x\text{Tb}_y)\text{O}_{1.91}$  с широким диапазоном концентраций Eu и Eu+Tb.

Гомогенную шихту для синтеза керамик получали со-осаждением из общего водного раствора нитратных солей Zr, Y, Eu, Tb. Осадок отфильтровывали, сушили на воздухе при температуре 150-200 °С, растирали в ступке и прокаливали при температуре 600 °С. Затем шихту отпрессовали в таблетки и спекали на воздухе при температуре 1500 °С.

Впервые было обнаружено несколько максимумов интенсивной люминесценции кубического диоксида циркония при концентрациях Eu – 2,5; 3,7; 6,1 и 10,8 масс. % и концентрациях Eu – 4,9; 6,1 и 9,4 масс. % с добавкой Tb=1,3 масс. %.

Следующий этап исследования – синтез керамики и кристаллов на основе кубического стабилизированного диоксида циркония, допированных  $^{238}\text{Pu}$  и (или)  $^{241}\text{Am}$ , с максимальной концентрацией актиноидов до 0,1 масс. %.

## РАДИАЦИОННЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ В ВОДОРОДОСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛАХ ХОЛОДНОГО ЗАМЕДЛИТЕЛЯ РЕАКТОРА ИБР-2

*М.В. Булавин<sup>1</sup>, А.В. Верхоглядов<sup>1</sup>, С.А. Куликов<sup>1</sup>, Е.П. Шабалин<sup>1</sup>, В.И. Фельдман<sup>2</sup>*

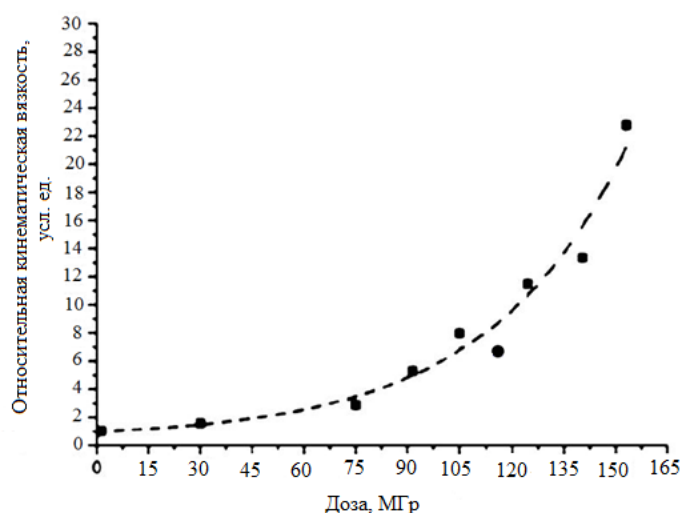
<sup>1</sup> Объединенный институт ядерных исследований, г. Дубна, bulavin85@inbox.ru

<sup>2</sup> МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, feldman@rc.chem.msu.ru

Мезитилен и, особенно, его смесь с м-ксилолом, или псевдокумолем [1], является весьма подходящим веществом для холодного замедлителя на современных источниках нейтронов средней интенсивности (исследовательских реакторов мощностью 1-5 МВт или высокоточных протонных ускорителей с мощностью пучка 0,2-1 МВт) в качестве альтернативы метановому и водородному замедлителям.

Основные преимущества мезитилена по сравнению с другими материалами холодных замедлителей (метан, водород, пропан, вода) – высокая радиационная стойкость, широкий интервал температур использования, более высокая безопасность (в отношении взрывоопасности и воспламеняемости). Мезитиленовый холодный замедлитель ИБР-2 представляет со-

бой камеру, заполненную рабочим веществом в виде шариков из смеси мезитилена с м-ксилолом, которые доставляются путем пневмотранспорта потоком гелия с температурой  $\sim 80$  К [2-3]. Рабочая смесь во время работы замедлителя подвергается облучению быстрыми нейтронами с плотностью потока  $\sim 10^{13}$  нейтр/см<sup>2</sup>·с до поглощенной дозы  $\sim 150$ -160 МГр. Это приводит к изменению химического состава смеси в процессе облучения и увеличению ее вязкости после расплавления до 23 раз (рис. 1). Продолжительное нахождение такой смеси в атмосфере воздуха, будет приводить к ее полимеризации и затвердеванию, в результате чего удаление ее из камеры будет весьма проблематичным.



**Рис. 1. Относительная кинематическая вязкость рабочей смеси в зависимости от дозы облучения**

Поэтому целью работы являлось изучение механизма радиационных превращений в водородосодержащей смеси мезитилена – м-ксилола, поиск добавок, позволяющих замедлить процесс увеличения вязкости и растворителей, позволяющих растворить полимеризованную рабочую смесь.

Было установлено, что на начальном этапе при радиолитическом разложении мезитилена, ксилола и их смесей при температурах 77 К в модельных условиях (рентгеновское облучение, область малых доз), в основном, протекают процессы с образованием радикалов бензильного типа (возможно, происходит также стабилизация некоторой части ион-радикалов). Понижение температуры облучения до 7 К не приводит к качественному изменению состава наблюдаемых радикальных продуктов радиолитического разложения. Процессы гибели радикалов практически не протекают при разогреве облученных образцов до 80 К. Выходы радикалов в смесях мезитилена с м-ксилолом, облученных при 77 К, несколько выше, чем в индивидуальных соединениях, что, вероятно, обусловлено структурными особенностями. Добавки к смеси мезитилена и м-ксилола таких материалов как нафталин и, в особенности, антрацен оказывают защитный эффект на образование радикалов при низкотемпературном радиолитическом разложении исследуемых систем (защита по типу «губки»). С другой стороны, добавки ионола в аналогичных условиях действуют по типу «жертвы» (при этом с большим выходом образуются радикалы из добавки). В образцах, облученных до больших доз в условиях реакторного эксперимента (смешанное нейтронное и гамма-облучение), наблюдается заметная деградация исходных компонентов и образование сопряженных структур, среди которых, вероятно, преобладают олигомеры небольшой длины. Образование высокомолекулярных смолообразных продуктов (полимеризация), вероятно, в значительной мере связано с пострадационными процессами, протекающими в присутствии воздуха. На основании результатов проведенных исследований могут быть предложены подходы к радиационной стабилизации исследуемых систем путем введения небольших количеств добавок конденсированных ароматических соединений и оптимизации состава системы для снижения вязкости после облучения и увеличения времени рабо-

ты замедлителя. Что касается растворителя, то наиболее эффективным оказался пропилацетат уксусной кислоты, полностью растворивший образец из твердой смолы рабочей смеси за несколько суток.

Рекомендации, выработанные по результатам данной работы, носят предварительный характер, поскольку модельные исследования проводились только в области малых доз и с использованием электромагнитного излучения с низкой величиной ЛПЭ, так что даже полуколичественная экстраполяция на реальные условия реакторного эксперимента не вполне адекватна. Отметим также, что облучение реакторным излучением при комнатной температуре также не может быть использовано для надежного прогноза, поскольку в этих условиях промежуточные активные частицы (радикалы, ион-радикалы) не накапливаются, а реагируют в процессе облучения (в том числе, с молекулами добавок), что может существенно изменить картину. Наиболее правильный подход должен иметь итерационный характер, т.е., включать проверку предположений в ходе реального реакторного эксперимента при низких температурах.

#### Список литературы:

1. Shabalin E. [et al.]. Study of fast neutron irradiation effects in cold moderator materials // Physics of particles and nuclei letters. 2003. №1. P. 82-88.
2. Ананьев В.Д., Беляков А.А., Булавин М.В., Верхоглядов А.Е. Холодный замедлитель нейтронов на модернизированном реакторе ИБР-2 // Журнал технической физики. 2014. Т. 84, №2. С. 131-134.
3. Ananiev V.D., Belyakov A.A., Bulavin M.V., Verkhoglyadov A.E. [et al.]. The world's first pelletized cold neutron moderator at a neutron scattering facility // Nuclear instruments and methods in physics 2014. Vol. 320. P. 70-74.

## ЭКСТРАКЦИОННЫЙ КАРБОНАТНЫЙ АФФИНАЖ УРАНА U(VI) В КАРБЭКС-ПРОЦЕССЕ

*Л.М. Абашев, А.В. Бояринцев, С.И. Степанов*

РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, llinar19@gmail.com

Одной из основных задач КАРБЭКС-процесса, является экстракционный карбонатный аффинаж урана от продуктов деления, таких как РЗЭ (La, Nd, Ce, Sm, Y и т.д.). Для решения данной задачи может быть использована жидкостная экстракция с использованием в качестве экстрагента карбоната четвертичного аммониевого основания (ЧАО), в частности, карбоната метилтриоктиламмония (МТОА), с последующей твердофазной реэкстракцией и получением карбонатных порошков урана и плутония, пригодных для производства ядерного горючего керамического качества.

На основании работы [1] для изучения экстракционного разделения был приготовлен карбонатный раствор, состав которого приведен в табл. 1.

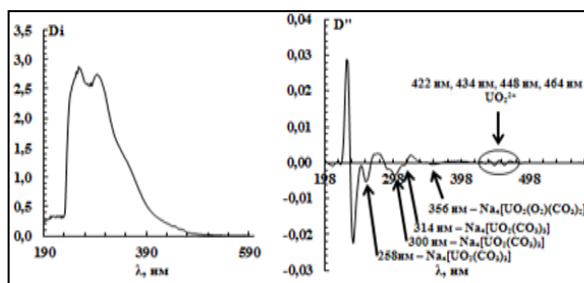
Для определения формы нахождения урана и РЗЭ в карбонатных растворах использовали метод производной электронной спектроскопии (ПЭС).

**Таблица 1. Состав исходного карбонатного раствора**

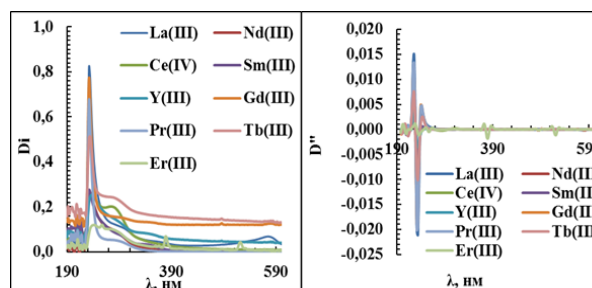
Элемент	U	La	Nd	Ce	Sm	Y
Концентрация, г/л	104	0,017	0,012	0,017	0,014	0,025
% перехода металла в раствор	100	94,48	2,34	5,67	13,33	42,37

Спектр поглощения и его вторая производная карбонатно-пероксидного раствора U(VI), в интервале 190-820 нм, записан относительно 1,0 М раствора Na<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>, как раствора

сравнения. Ультрафиолетовая область спектра, от 190 до 400 нм, характеризуется максимумами поглощения при 258, 300 и 314 нм, отнесенными к НУТК, 356 нм отнесен к пероксидокарбонатууранилату натрия, 422, 434, 448, 464 нм принадлежат  $UO_2^{2+}$ . Для РЗЭ(III) полоса поглощения при 258 нм в ЭС карбонатных растворов не проявляется, однако, появляется новая полоса с высокой интенсивностью при 232÷236 нм. Кроме того, полоса при 296 нм превращается в уширенную полосу с интервалом поглощения 30 нм в диапазоне длин волн 270–300 нм.

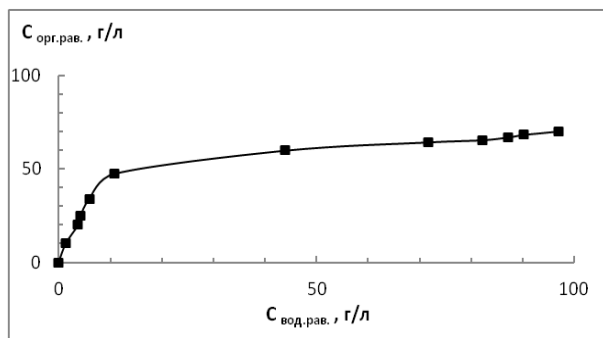


**Рис. 1.** ЭС и его вторая производная карбонатно-пероксидного раствора U(VI). ЭС записан относительно 1,0 М раствора  $Na_2CO_3$ .  $C_{U(VI)}=1$  г/л

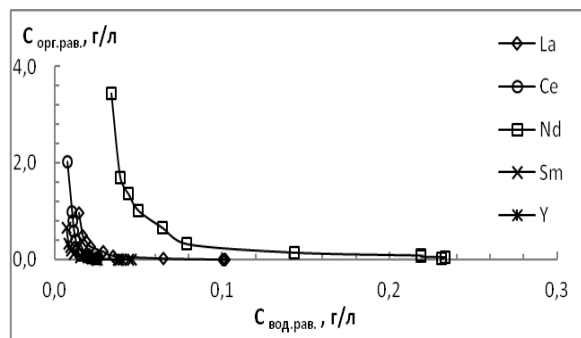


**Рис. 2.** ЭС и их вторые производная карбонатных растворов РЗЭ(III) и Ce(IV),  $C_{Ce(IV)}=0,017$  г/л,  $C_{La(III)}=0,017$  г/л,  $C_{Nd(III)}=0,012$  г/л,  $C_{Sm(III)}=0,014$  г/л,  $C_{Y(III)}=0,025$  г/л,  $C_{Pr(III)}=0,016$  г/л,  $C_{Gd(III)}=0,015$  г/л,  $C_{Er(III)}=0,013$  г/л,  $C_{Tb(III)}=0,014$  г/л

Для определения химии экстракции U(VI), РЗЭ(III) и Ce(IV) были экспериментально получены изотермы экстракции этих элементов из 0,25 М раствора карбоната натрия 0,4 М раствором карбоната МТОВА в толуоле при  $20 \pm 4$  °С. Изотермы экстракции U(VI) и La(III) приведены на рис. 3 и 4, из которых видно, что U(VI) переходит в органическую фазу гораздо лучше, чем РЗЭ(III) и Ce(IV).



**Рис. 3.** Изотерма экстракции U(VI) из карбонатного раствора 0,4 М карбонатом МТОВА в толуоле, при  $20 \pm 4$  °С,  $C_{U(VI)исх.вод.} = 104$  г/л



**Рис. 4.** Изотермы экстракции РЗЭ(III) из карбонатного раствора 0,4 М карбонатом МТОВА в толуоле, при  $20 \pm 4$  °С

При использовании метода ПЭС также были определены формы нахождения урана в органической фазе. Полосы при 256, 300 и 314 нм отнесены к экстракции трикарбонатууранилатного комплекса с образованием в органической фазе трикарбонатуранилата МТОВА. Экстракция этого комплекса прослеживается для всех экстрактов, вплоть до насыщения экстрагента. Также наблюдается во всей области концентраций урана в органической фазе образование соединений состава  $(R_4N)_4[UO_2(O_2)(CO_3)_2]$  – моноядерного смешанного пероксидно-карбонатного комплекса МТОВА и  $(R_4N)_6[(UO_2)_2(O_2)(CO_3)_4]$  – двуядерного смешанного пероксидно-карбонатного комплекса МТОВА. Начиная с концентрации U(VI) ~ 8 г/л в спектрах органических экстрактов появляются полосы поглощения при 332 и 366 нм, которые были отнесены к образованию второго полиядерного комплекса в органической фазе. С ростом

концентрации U(VI) в УФ-спектрах появляется еще одна полоса поглощения с максимумом при 380 нм, которая также может быть отнесена к образованию полиядерных соединений U(VI).

При изучении экстракционного разделения U(VI) и Ce(IV), U(VI) и РЗЭ(III) при совместном присутствии получили следующие величины коэффициентов разделения и очистки урана от РЗЭ:  $\beta_{(U(VI)/La(III))}=732,31$ ;  $\beta_{(U(VI)/Ce(IV))}=10,10$ ;  $\beta_{(U(VI)/Nd(III))}=65,89$ ;  $\beta_{(U(VI)/Sm(III))}=142,02$ ;  $\beta_{(U(VI)/Y(III))}=3289,71$ ;  $K_{очU(VI)/La(III)}=89,23$ ;  $K_{очU(VI)/La(III)}=453,37$ ;  $K_{очU(VI)/Nd(III)}=184,58$ ;  $K_{очU(VI)/Sm(III)}=74,59$ ;  $K_{очU(VI)/Y(III)}=17,14$ .

*Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда, соглашение №14-23-00188.*

#### Список литературы:

1. Степанов С.И., Чекмарев А.М. Концепция переработки отработавшего ядерного топлива // Доклады академии наук. 2008. Т. 423. №1. С. 69-71.

## ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ПОВЕДЕНИЕ ПРОТАКТИНИЯ В МИНЕРАЛЬНЫХ КИСЛОТАХ

*Е.С. Арефьева, И.Л. Синенко, В.С. Остапенко*

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, helenaref@gmail.com, ostapenkochem@gmail.com, irinas978@gmail.com

$^{233}\text{Pa}$  –  $\beta$ -эмиттер с периодом полураспада 26,967 дня. Это перспективный радионуклид, который можно использовать в самых различных областях.  $^{233}\text{Pa}$  является промежуточным продуктом между  $\beta$ -распадом  $^{233}\text{Th}$  и  $^{233}\text{U}$ . Однако на данный момент существует мало сведений о выделении и поведении этого радионуклида на новых перспективных сорбентах, таких, как TEVA, UTEVA, Zr-Resin, Octanol-Resin и др., а также о химии Pa в целом, что свидетельствует об актуальности данного исследования.

Таким образом, целью настоящей работы являлось изучение экстракционно-хроматографического поведения  $^{233}\text{Pa}$  в минеральных растворах кислот.

Для изучения поведения протактиния использовали  $^{233}\text{Pa}$ , который выделяли из материнского  $^{237}\text{Np}$ . Диоксид нептуния  $^{237}\text{NpO}_2$  растворяли в концентрированной азотной кислоте, упаривали и переводили в раствор необходимой среды. Разделение радионуклидов проводили на хроматографических смолах, таких как AG1x8, DGA и силикагеле. Контролировали методом гамма-спектроскопии с полупроводниковым гамма-детектором из сверхчистого германия 3818 Canberra Ind. Обработка спектров проводилась с помощью программного обеспечения Genie2000 (Canberra Ind.). На основании гамма-спектрометрии определялся радионуклидный состав образцов.

Исследовали поведение протактиния на TEVA, UTEVA, Zr-Resin и Octanol-Resin в статических условиях в диапазоне концентраций от 0,01 М до 10 М кислот. Каждый эксперимент проводили дважды.

Впервые были представлены данные о поведении протактиния(V) на сорбентах Zr-Resin и Octanol-Resin., а также был исследован более широкий диапазон концентраций кислот для уже описанных зависимостей на TEVA, UTEVA [1].

#### Список литературы:

1. Mendes M., Aupiais J., Jutier C., Pointurier F. Determination of weight distribution ratios of Pa(V) and Np(V) with some extraction chromatography resins and the AG1-X8 resin // Analytica Chimica Acta. 2013. Vol. 780. P. 110-116.

## РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ В ДАЛЬНЕВОСТОЧНОМ РЕГИОНЕ РОССИИ

*С.В. Ахромеев*

ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва, *ahromeevs@mail.ru*

В соответствии с основами государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, утвержденной Президентом Российской Федерации, в России осуществляется национальная программа ликвидация ядерного наследия. В рамках данной программы ГК «Росатом» проводит экологическую реабилитацию в Дальневосточном регионе России. Основными задачами которого являются:

- подготовка и удаление с территории ПВХ отработавшего топлива;
- реабилитация (ликвидация или консервация) зданий и сооружений;
- рекультивация территории.

Интенсификация деятельности по обращению с ОЯТ и РАО может привести к увеличению экологической нагрузки на прилегающие территории. В связи с этим важным является оптимизация существующей системы радиационного мониторинга, позволяющей контролировать радиационную обстановку в районе расположения предприятия и своевременно реагировать на ее изменение.

Регулирующий надзор за обеспечением радиационной безопасности при обращении с РАО и ОЯТ – многоступенчатый последовательный процесс, который ФМБА России осуществляет при тесном сотрудничестве с ГК «Росатом» и ФГУП «РосРАО». В период 2009-2014 гг. специалистами ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России был проведен комплекс исследований по изучению радиоактивного, химического загрязнения объектов окружающей среды, оценке состояния природной среды в районе расположения предприятия ДВЦ «ДальРАО» (ПВХ бухта Сыроева) методами биологического мониторинга. Проведен расчет доз на население, проживающее в районе расположения предприятия. По результатам исследований радиационной обстановки разработана радиоэкологическая база данных. Произведено ее информационное наполнение результатами исследований и внедрение в практику работы контролирующих служб ФМБА России в данном регионе. Комплекс проведенных научно-практических мероприятий послужил основой для разработки регулирующих документов по контролю радиационной обстановки в процессе штатного функционирования предприятия и проведения реабилитационных работ.

### ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА УРАНОМОЛИБДАТА ЦЕЗИЯ $Cs_6[(UO_2)_2(MoO_4)_4O]$ И МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ С УЧАСТИЕМ УРАНОМОЛИБДАТОВ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ СОСТАВА $M^I_6[(UO_2)_2(MoO_4)_4O]$ ( $M^I = Na, K, Rb, Cs$ )

*М.Л. Бородулина, М.И. Лелет*

ННГУ им. Н.И. Лобачевского, г. Нижний Новгород, *maryborodulina@mail.ru, maxlelet@gmail.com*

Изучение урансодержащих комплексов играют центральную роль в процессах переработки и хранения отработавшего ядерного топлива. Ураномолибдаты щелочных металлов привлекают большой интерес ученых со всего мира, так как уран и металлы VI группы принимают участие в топливном ядерном цикле. Например, молибден и вольфрам используются в изготовлении жаропрочных сплавов для реакторов и строительстве других объектов ядерной энергетики.

Для синтеза ураномолибдата цезия  $Cs_6[(UO_2)_2(MoO_4)_4O]$  (1) использовали метод высокотемпературного твердотельного синтеза путем спекания навесок исходных веществ, взятых в необходимых стехиометрических соотношениях. В качестве исходных реактивов бра-

ли нитрат цезия, оксид молибдена(VI) и оксид урана(VI). Контроль чистоты и степень превращения реагентов осуществляли посредством рентгеновского дифрактометра Shimadzu XRD-6100 и растрового электронного микроскопа JEOL JSM-IT300LV, оснащенного энергодисперсионным спектрометром (Oxford Inst.).

Для расчета стандартной энтальпии образования  $\Delta_f H^\circ(298) \Delta_f H^\circ(298)$  соединения **1** экспериментально определяли стандартные энтальпии взаимодействия ряда веществ с водным раствором фтороводородной кислоты. Тепловые эффекты химических реакций измеряли с помощью дифференциального теплопроводящего реакционного калориметра Calvet 2.0 при  $T=298$  К.

В ходе работы была изучена температурная зависимость теплоемкости  $C_p^\circ = f(T)$  соединения **1** области температур  $12 \div 330$  К при помощи автоматизированного адиабатического вакуумного калориметра АК-9.02/ВСТ-21 (TERMAX Ltd., Россия). На основании полученных данных была рассчитана абсолютная энтропия ( $S^\circ$ ) и стандартная энтропия образования ( $\Delta_f S^\circ$ ) при  $T = 298$  К.

На основании рассчитанной стандартной энтропии образования  $\Delta_f S^\circ(298)$  и литературного значения стандартной энтальпии образования  $\Delta_f H^\circ(289)$  ураномолибдата цезия  $\text{Cs}_6[(\text{UO}_2)_2(\text{MoO}_4)_4\text{O}]$  соединения по соотношению Гиббса-Гельмгольца вычислили его стандартную функцию Гиббса образования ( $\Delta_f G^\circ$ ).

Было проведено термодинамическое моделирование практически важных процессов с участием ряда соединений состава  $\text{M}^I_6[(\text{UO}_2)_2(\text{MoO}_4)_4\text{O}]$  ( $\text{M}^I = \text{Na}, \text{K}, \text{Rb}, \text{Cs}$ ).

#### Список литературы:

1. Yagoubi S., Obbade S., Saad S., Abraham F. From  $\text{A}^I[(\text{UO}_2)_2\text{O}(\text{MoO}_4)_4]_6$  to  $\text{A}^I[(\text{UO}_2)_2(\text{MoO}_4)_3(\text{MoO}_5)]_6$  in finite chains in  $\text{A}_6\text{U}_2\text{Mo}_4\text{O}_{21}$  ( $\text{A}^{1/4} = \text{Na}, \text{K}, \text{Rb}, \text{Cs}$ ) compounds: Synthesis and crystal structure of  $\text{Cs}_6[(\text{UO}_2)_2(\text{MoO}_4)_3(\text{MoO}_5)]$ , Journal of Solid State Chemistry 184(5), 971-981 (2011).
2. Лелет М.И., Шарков В.В., Нургалиев И.Ф., Сулейманов Е.В. Вестник ННГУ 3(1), 97-101 (2011).
3. Varushchenko R., Druzhinina A., Sorkin E.J. Chem. Thermodyn 29, 623-637 (1997).

## ИССЛЕДОВАНИЕ МЕЧЕНИЯ RGD-ПЕПТИДОВ РАДИОНУКЛИДАМИ $^{99\text{m}}\text{Tc}$ И $^{68}\text{Ga}$

*В.Б. Бубенщиков, А.Я. Марук, А.Б. Брускин, Г.Е. Кодина*

ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва, bubenschikov2011@yandex.ru

Ядерная медицина – направление современной медицины, использующее радионуклиды и свойства ионизирующих излучений для диагностических и терапевтических целей. Появление нового класса радиофармацевтических препаратов (РФП) - меченных биологических молекул связано с развитием технологии синтеза пептидных молекул и открытием взаимодействия пептидов с рецепторами на поверхности опухолевых клеток. В области РФП объектом многочисленных научных исследований являются пептиды, содержащие в своем составе аминокислотную последовательность Arg-Gly-Asp (RGD-пептид) [1-3].

В работе был исследован процесс мечения RGD-пептидов радионуклидами  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  и  $^{68}\text{Ga}$ . Было изучено 4 биоконъюгата: DOTA-RGD, NODAGA-RGD, DTPA-RGD, HYNIC-RGD. Для данных соединений проводился поиск оптимальных условий для проведения процесса комплексообразования: исследовались различные концентрации биоконъюгата в реакционной смеси, время реакции, влияние значения pH, температуры. Для биоконъюгата NODAGA-RGD было изучено влияние количества фрагментов RGD в молекуле. По результатам исследования определены условия достижения максимальных значений радиохимической чистоты (РХЧ) меченых соединений:

- $^{68}\text{Ga}$ -DOTA-RGD<sub>2</sub>; концентрация пептида 5 нмоль/мл; pH 2-6 (ацетатный буферный раствор); время реакции 5 мин, 95 °С; РХЧ>95 %;
- $^{68}\text{Ga}$ -DTPA-RGD<sub>2</sub>; концентрация пептида 3 нмоль/мл; pH 4,5-6,4 (ацетатный буферный раствор); время реакции 15 мин, 25 °С; РХЧ>95 %;
- $^{68}\text{Ga}$ -NOGADA-RGD<sub>1</sub>; концентрация пептида 5 нмоль/мл; pH 4,1-6,0 (ацетатный буферный раствор); время реакции 5 мин, 25 °С; РХЧ>95 %;
- $^{68}\text{Ga}$ -NOGADA-RGD<sub>2</sub>; концентрация пептида 3 нмоль/мл; pH 4,1-6,0 (ацетатный буферный раствор); время реакции 5 мин, 25 °С; РХЧ>95 %;
- $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -DTPA-RGD<sub>2</sub>; концентрация пептида 20 нмоль/мл; pH 4,5±0,5 (ацетатный буферный раствор); время реакции 30 мин, 25 °С; дополнительная фильтрация через фильтр с порами 220 нм; РХЧ >70 %;
- $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -HYNIC-RGD<sub>2</sub>; концентрация пептида 7 нмоль/мл; pH 6,7±0,2 (фосфатный буферный раствор); концентрация солиганда ЭДДА 1,2 мг/мл; время реакции 15 мин, температура реакции 95 °С; РХЧ >90 %.

Список литературы:

1. Ruoslahti E., Pierschbacher M.D. New perspectives in cell adhesion: RGD and integrins. Science, 238, 491-497, 1987.
2. Gaertner F.C., Kessler H., Wester H.-J., et al. Radiolabelled RGD peptides for imaging and therapy// Nuclear Medicine and Molecular Imaging, 39, 1, 2012. С. 126.
3. Марук А.Я., Брускин А.Б., Кодина Г.Е. Новые радиофармпрепараты на основе  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  с применением бифункциональных хелатирующих агентов // Радиохимия, 53, 4, 2011. С. 289-300.

## ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ КОРПУСА «Б» АО «ВНИИНМ»

*И.И. Верещагин, С.В. Белоусов, А.Е. Ефремов, С.В. Хлебников, А.Ю. Кузнецов*  
АО «ВНИИНМ им. ак. А.А. Бочвара», г. Москва, IVereschagin@bochvar.ru

В докладе представлен перечень мероприятий по обеспечению радиационной безопасности при выводе из эксплуатации корпуса «Б» АО «ВНИИНМ».

Исследовательский корпус «Б» был построен в 1945 г. и являлся одним из старейших зданий ВНИИНМ, расположенного в густонаселенном районе г. Москвы. Изначально объект не был предназначен для проведения радиохимических исследований. При выводе корпуса «Б» из эксплуатации повышенное внимание уделялось вопросам радиационной безопасности. В докладе представлены проведенные мероприятия по обеспечению радиационной безопасности при ВЭ корпуса «Б», такие как:

1. Обеспечение радиационного контроля (проведение радиационных обследований, использование системы АСКРО, дозиметрический контроль персонала);
2. Обеспечение радиационной безопасности при проведении работ:
  - организация логистики РАО и чистых отходов при производстве работ в корпусе;
  - демонтаж и удаление крупногабаритного радиационно-загрязненного оборудования;
  - демонтаж радиационно-загрязненных коммуникаций, в т.ч. трубопроводов СК, как наиболее загрязненных участков корпуса «Б»;
  - дезактивация и локализация радиоактивных загрязнений;
  - подготовка к демонтажу и демонтаж несущих конструкций здания;
  - демонтаж радиационно-загрязненных коммуникаций вне корпуса «Б».

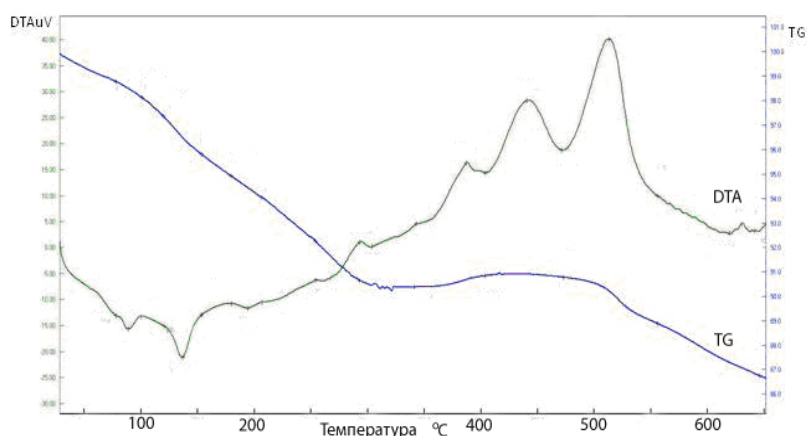


**ВОЛОКСИДАЦИЯ ИМИТАТОРА ОЯТ В КАРБОНАТНЫХ СРЕДАХ**

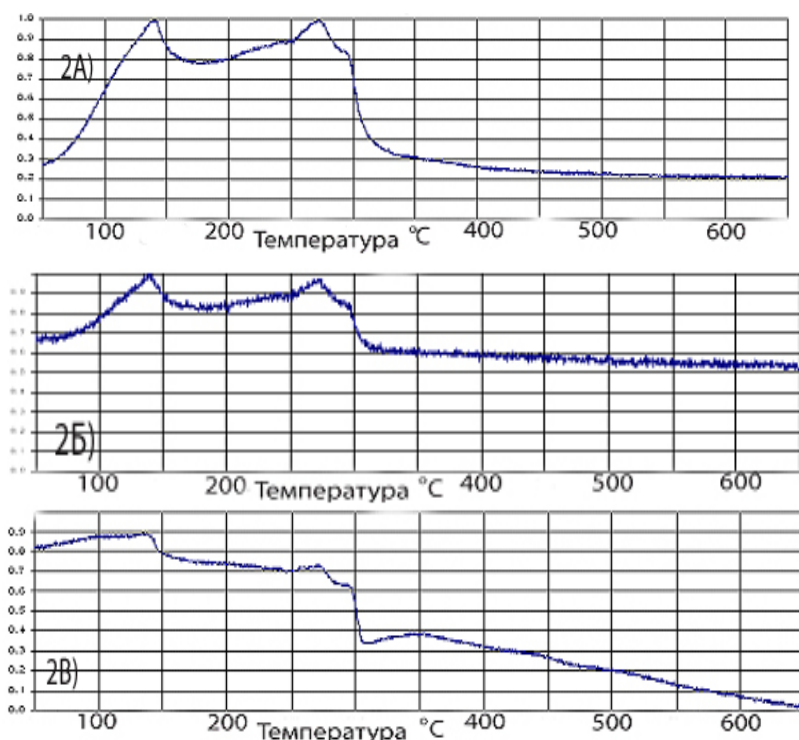
*А.С. Вольф, М.В. Важенков, А.В. Бояринцев, С.И. Степанов*  
РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, stac1993@yandex.ru

Ужесточение стандартов МАГАТЭ по обеспечению радиационной безопасности в частности по выбросам трития, привело к возобновлению интереса к работам по волоксации перерабатываемого отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Патенты на переработку ОЯТ в настоящее время включают в себя в качестве головного процесса окисление при температуре свыше 500 °С перерабатываемого ОЯТ в токе воздуха. При этом воздух, обогащен водяным паром. Такой подход позволяет удалить тритий на начальной стадии процесса, но приводит к уносу паров йода, цезия и технеция из рабочей камеры. Пары указанных радиоактивных изотопов в дальнейшем способны осаждаться на охлажденных частях аппаратуры. Вторым возможным недостатком может стать образование при высоких температурах малорастворимых оксидов урана и плутония. В рамках разработки процесса переработки ОЯТ – КАРБЭКС-процесса [1] в РХТУ им. Д.И. Менделеева был предложен измененный вариант волоксации, которую проводят при спекании ОЯТ с карбонатами щелочных металлов атмосферным воздухом, обогащенным по водяному пару и углекислому газу. Такой подход позволяет удержать легколетучие соединения в виде карбонатов в реакционной смеси. Образующиеся при этом натрийсодержащие соединения урана хорошо растворимы в различных кислотах в том числе углекислоте. Применение при изучении протекающих процессов такого нового оборудования, как дериватограф совмещенный с масс-спектрометром, позволило изучать процессы с учетом взаимодействия различных изотопов. В работе был использован EXSTAR TG/DTA 7300 фирмы SII, совмещенный с ThermoStar фирмы Pfeiffer Vacuum.

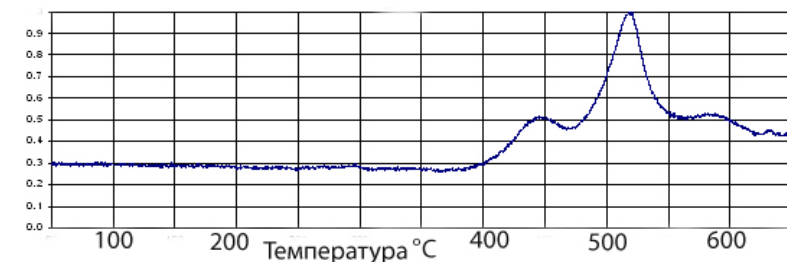
Для изучения процессов взаимодействия тритийсодержащих соединений с диоксидом урана ( $UO_2$ ) была использована смесь дейтерированного гидроксид цезия ( $CsOD$ ) в присутствии тяжелой воды ( $D_2O$ ). В качестве карбоната был использован карбонат цезия ( $Cs_2CO_3$ ). На рис. 1-3 представлены DTA и DTG смеси  $CsOD+Cs_2CO_3+UO_2$ .



**Рис. 1. DTA и DTG смеси  $CsOD+Cs_2CO_3+UO_2$**



**Рис. 2. Относительное изменение концентрации газообразных продуктов: а) HDO, б) D<sub>2</sub>O, в) H<sub>2</sub>O**



**Рис. 3. Относительное изменение концентрации CO<sub>2</sub> при нагреве смеси CsOD+CS<sub>2</sub>CO<sub>3</sub>+UO<sub>2</sub>**

Из полученных результатов можно сделать вывод о том, что дейтерий, использованный в опытах вместо трития, за счет изотопного обмена с водяными парами замещается в процессе нагрева водородом как в тяжелой воде, так и твердых соединениях. Цезий не выделяется в виде летучих соединений.

*Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда, соглашение №14-23-00188.*

Список литературы:

1. Степанов С.И., Бояринцев А.В., Важенков М.В., Мясоедов Б.Ф., и др. КАРБЭКС-процесс – новое направление в переработке отработавшего ядерного топлива // Российский химический журнал. Журнал Российского химического общества им. Д.И. Менделеева. 2010. Т. 54. №3. С. 25-34.

## КОМПОЗИЦИОННЫЕ КЕРАМИЧЕСКИЕ МАТЕРИАЛЫ НА ОСНОВЕ ОКСИДА $Y_{2.5}Nd_{0.5}Al_5O_{12}$ СО СТРУКТУРОЙ ГРАНАТА. ПОЛУЧЕНИЕ. СВОЙСТВА

*Л.С. Головкина, М.С. Болдин, Н.В. Сахаров*

ННГУ им. Н.И. Лобачевского, г. Нижний Новгород, [golovkina\\_lyudmila@mail.ru](mailto:golovkina_lyudmila@mail.ru)

Перспективной концепцией обращения с долгоживущими компонентами РАО, в первую очередь, минор-актинидами (МА): изотопами америция, кюрия и нептуния, является трансмутация. Выбор инертных матриц с МА-топливом (ИТМ) обусловлен их теплопроводностью, температурой плавления, совместимостью с реакторным теплоносителем и радиационной стойкостью. Кроме того, немаловажен способ их получения: снижение температуры (для уменьшения летучести МА) и времени выдержки. Потенциальными ИТМ являются  $CeO_2$ ,  $PuO_2$ ,  $LnPO_4$ ,  $Y_3Al_5O_{12}$  и др.

Одним из основных недостатков подобных материалов является их низкая теплопроводность. 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, например, металлов.

В настоящей работе предстояло выполнить исследования, направленные на повышение теплопроводности керамики.

Для реализации выбранных подходов использовали кристаллический материал на основе природного минерала граната.

Используемые подходы базировались на принципах формирования композиционного материала, один из составляющих которого обладает высокой теплопроводностью (металлы, оксиды, нитриды, карбиды металлов). В настоящей работе в качестве теплопроводящего компонента использовали никель, вольфрам, молибден и оксид магния.

Объектом настоящего исследования является система  $Y_{2.5}Nd_{0.5}Al_5O_{12} - Ni, Mo, W, MgO$  (0, 10, 20 масс. %). Методы исследования включают: РФА (Shimadzu LabX XRD-6000), ДСК (Setaram LABSYS DSC 1600), РЭМ (JEOL JSM-6495 с рентгеновским микроанализатором Oxford Instruments INCA-350). Порошок оксида  $Y_{2.5}Nd_{0.5}Al_5O_{12}$ , полученный методом соосаждения, помещали в растворы солей никеля, молибдена, вольфрама и магния. Полученную суспензию высушивали до полного удаления воды и нагревали на воздухе (в случае с  $MgO$ ) и в  $H_2$ -атмосфере (в случае с  $Ni, Mo, W$ ). Керамику на основе данных соединений получали методом Spark Plasma Sintering на установке Dr. Sinter Model-625 ( $T = 1400$  °С, время спекания не превышало 10 мин). Методом лазерной вспышки изучили температуропроводность керамики  $Y_{2.5}Nd_{0.5}Al_5O_{12} - Ni$  и рассчитали коэффициент теплопроводности. Исследования проводились совместно с Институтом трансураниевых элементов (Institute for Transuranium Elements, Karlsruhe, Germany).

*Работа выполнена в рамках проекта 16-13-10464 «Перспективные керамические материалы с улучшенными и регулируемые служебными характеристиками: разработка, синтез, изучение», 2016-2018 гг.*

## ОБРАЗОВАНИЕ ОРГАНИЧЕСКИ СВЯЗАННОГО ТРИТИЯ В КЛЕТКАХ РАСТЕНИЙ В ПРОЦЕССЕ ИХ РОСТА

*О.С. Горшкова, А.О. Марьянац, И.А. Шестаков, А.Б. Сазонов*

РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, [absazonov@mail.ru](mailto:absazonov@mail.ru)

Тритий – радиоактивный изотоп водорода, испускающий при распаде  $\beta^-$ -частицы со средней энергией 5,6 кэВ. Малый пробег таких частиц обуславливает то, что тритий не представляет опасности, находясь вне человеческого организма. Однако при попадании внутрь тритий может представлять серьезную угрозу здоровью.

Органически связанный тритий (ОСТ) – частный случай трития, входящего в структуру вещества живой клетки. Одной из причин более опасного воздействия ОСТ на организм является то, что он имеет больший период полувыведения по сравнению с тритиевой водой (НТО). Исследования людей показывают, что период полувыведения ОСТ из организма человека – более года, тогда как НТО – порядка 10 сут [1].

В общем случае ОСТ может быть связан как с атомами С (необменоспособный С-ОСТ), так и О, N или S (О-ОСТ, способный к изотопному обмену). Согласно [2], последний характеризуется также большим периодом полувыведения, несмотря на высокую скорость замещения тритием водорода групп OH, NH или SH. Представляет интерес подтвердить данный факт и (в случае положительного результата) установить причины такого поведения обменоспособного ОСТ.

В настоящей работе исследовалось распределение трития между водой и органическим веществом живой растительной клетки. В ходе эксперимента в герметичном боксе в атмосфере, содержащей НТО (активность  $\sim 1$  кБк/г), были выращены толстянка яйцевидная (*Crassula ovata*) и лук репчатый (*Allium cepa*). После механического измельчения препараты листьев этих растений сушили в эксикаторе над  $\text{CaCl}_2$  (навески по  $\sim 1$  г). Высушенные образцы растворяли в смеси серной и азотной кислот. Полученный раствор нейтрализовали щелочью и подвергали однократной дистилляции. Измерение активности проводили на жидкостно-сцинтилляционном спектрометре. Потерю массы определяли на аналитических весах с точностью 0,001 г.

Чтобы наглядно продемонстрировать динамику испарения трития из ткани растений, были построены графики зависимости относительных потерь активности  $\delta A$  от относительных потерь массы  $\delta m$ . На рис. 1 представлены результаты, полученные для случая *Crassula ovata*. Характер зависимости  $\delta A$  от  $\delta m$  для случая *Allium cepa* аналогичен. Первичная обработка данных показала, что даже с учетом погрешности анализа экспериментальные точки не укладываются на одну прямую, выходящую из начала координат. Следовательно, коэффициент распределения трития в исследуемой системе не является постоянной величиной. Объяснением этому служит то, что живые клетки имеют в своем составе две формы воды: свободную и связанную. Таким образом, на графике можно наблюдать два участка, соответствующие испарению двух различных форм воды. Связанная вода обогащена тритием на  $\sim 25$  %. Сухой остаток составляет  $\sim 5$  % как массы, так и общей активности.

Для оценки скорости выведения ОСТ из растительной клетки и определения доли С-ОСТ механически измельченные листья *Crassula ovata* выдерживали в 40 %-ном растворе этанола. С периодичностью один раз в неделю производили смену жидкости. Эксперимент продолжали до тех пор, пока активность раствора не становилась близкой к фоновой. После этого количество ОСТ определяли вышеописанным способом.

В результате эксперимента было установлено, что использование спиртового раствора позволило за 28 сут удалить только тритий, входящий в состав свободной тканевой воды. Ни С-ОСТ, ни О-ОСТ при данных условиях не удаляются. Причиной тому, на наш взгляд, служит очень сильное торможение диффузии молекул воды фосфолипидными мембранами клеток и органелл. Вторичная структура макромолекул (белков, РНК, ДНК) также замедляет обмен тритием между ними и водой.

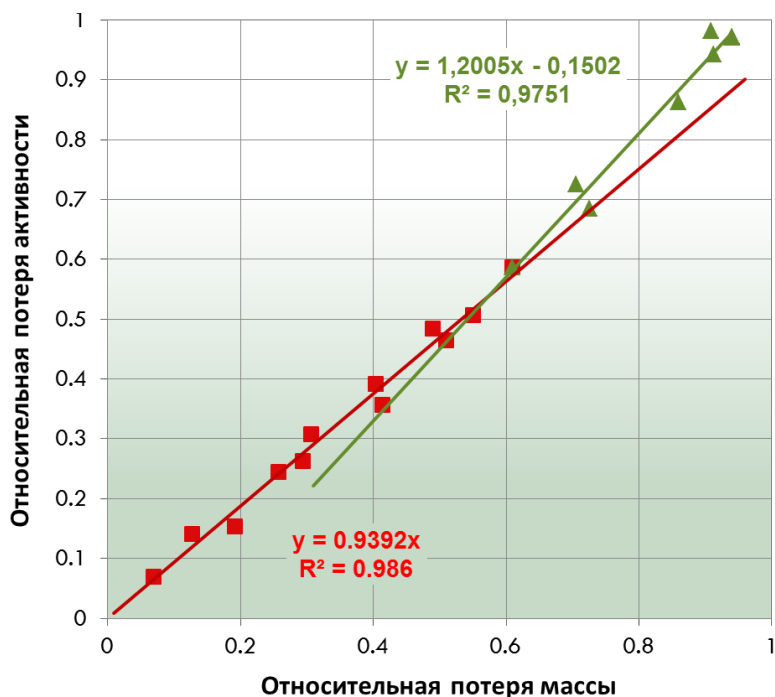


Рис. 1. Зависимость  $\delta A$  от  $\delta m$  для случая *Crassula ovata*

Полученный результат позволяет сделать вывод о том, что излучение трития представляет наибольшую опасность для персонала, постоянно работающего с этим радионуклидом, поскольку образование ОСТ в организме в результате обменных реакций происходит с той же скоростью, что и его выведение из клеток путем обмена.

Список литературы:

1. Баженов В.А., Булдаков Л.А., Василенко И.И. и др. Вредные химические вещества. Радиоактивные вещества: Справ. изд. -Л. Химия. 1990. 464 с.
2. F. Baumgärtner, W. Donhaerl. Non-exchangeable organically bound tritium (OBT): its real nature, Anal. Bioanal. Chem. 2004. 379: 204-209.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ В ХЛОРИДНЫХ РАСПЛАВАХ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ АТОМНО-ЭМИССИОННЫМ СПЕКТРАЛЬНЫМ МЕТОДОМ

И.А. Горячев, М.И. Хамдеев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, gruv086@rambler.ru

Одним из видов твердых 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. Чтобы решить эту задачу, предложено использовать сорбент цеолит NaA отечественного производства. В связи с этим возникает необходимость в контроле качественного и количественного состава используемого расплава на содержание Na, Cs, K, Li.

Все исследования проводились атомно-эмиссионным спектральным методом с дуговым источником спектров.

Цель: Исследование в обоснование методики определения щелочных металлов в хлоридных расплавах пирохимической переработки ОЯТ.

1. Исследование влияния концентрации плава  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$  на определение элементов Na, Cs.

Первым аспектом данной работы являлось установление рабочей концентрации плава. Концентрация солевого плава в образцах варьировалась от 10 до 100 г/л, что значительно превышало содержание примесей и, соответственно, влияло на сигнал определяемых элементов за счет матричного эффекта.

Исследования проводили с использованием заранее приготовленного раствора плава  $3\text{LiCl}-2\text{KCl}$  концентрацией 50 г/л. Приготовили серию стандартных растворов с различным содержанием плава и определяемых примесей: [Na, Cs] – 1, 3, 10 мг/л, C[плав] – 0, 0.5, 1, 3, 6, 10, 15, 20 г/л.

По полученным в ходе исследований данным было проведено сравнение зависимости интенсивности спектральных линий определяемых элементов от концентрации солевого плава. Интенсивность спектральных линий Cs возрастала при изменении концентрации солевого плава от 0,5 г/л до 6 г/л. Интенсивность спектральных линий Na возрастала при изменении концентрации солевого плава от 1 г/л до 10 г/л. Большие концентрации солевого плава, по сравнению с установленными, ведут к самообращению спектральных линий определяемых элементов.

Так как имеется необходимость в одновременном определении Na, Cs решено в дальнейшей работе использовать компромиссное количество матрицы в образцах – 6 г/л.

2. Исследование влияния концентрации буфера NaCl на определение элементов K, Li.

Вторым аспектом данной работы являлось установление оптимальной концентрации буфера NaCl для определения Li и K.

Влияние состава пробы на интенсивность линий K, Li оказывается иногда очень значительным. Поэтому возникает потребность в использовании буфера. Наибольшее влияние на интенсивность линий Li и K оказывает присутствие в пробах хлоридных солей Na и K. Использование в качестве буфера KCl невозможно, так как калий является определяемой примесью. Следовательно, для определения Li и K в качестве буфера был выбран NaCl. Оптимальная концентрация буфера, нивелируя влияние матрицы, делает поступление ионов Li, K в зону разряда плавным и не растянутым во времени. Это приводит к увеличению значения сигнал/фон.

Исследования проводили с использованием заранее приготовленной серии стандартных растворов с различным содержанием буфера NaCl и определяемых примесей: [K, Li] – 0.3, 1, 3, 10, 30, 100 мг/л, [NaCl] – 0, 0.5, 1, 3, 6, 10, 15 г/л.

В ходе анализа было проведено сравнение зависимости интенсивности спектральных линий определяемых элементов от концентрации буфера NaCl. Результаты сравнения показали, что оптимальная концентрация буфера NaCl при определении Li и K является 1 г/л. Дальнейшее повышение концентрации буфера не ведет к логарифмическому повышению интенсивности поступления ионов Li и K в зону разряда, а на концентрациях примесей в 30 и 100 мг/л приводит к самообращению спектральных линий. При концентрации буфера 10-20 г/л на торце электродов образуются массивные рыхлые осадки, которые приводят к ухудшению спектральных характеристик анализа. А именно: резко уменьшается процент использования пробы в плазме дуги за счет механического распыления сухого остатка.

3. Определение оптимальных условий и режимов проведения дугового атомно-эмиссионного спектрального анализа щелочных металлов.

Было изучено влияние параметра тока от 5 до 16 А на характер и скорость поступления атомов в зону разряда. После изучения кинетических зависимостей для определения Na, Cs, Li, K решено остановиться на дуге переменного тока с силой в 12 А и временем экспозиции в

20 с. Дальнейшее повышение времени экспозиции нецелесообразно по причине уменьшения отношения сигнал/фон.

Проведенные исследования по оптимизации комбинированной методики позволят определять щелочные металлы в составе групп: Na, Cs и Li, K в технологических солевых продуктах пирохимической переработки ОЯТ.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ $^{210}\text{Po}$ В ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

*Н.С. Густова, М.В. Густова, О.Д. Маслов*

Объединенный институт ядерных исследований, г. Дубна, *nataliagust@jinr.ru*

Одним из наиболее опасных радионуклидов уранового радиоактивного ряда является полоний-210 ( $T_{1/2}=138,4$  суток,  $E_{\alpha}=5,305$  МэВ). Определение  $^{210}\text{Po}$  в объектах окружающей среды (продукты питания, вода, растения, табак и т.д.), откуда он может поступать в пищевой рацион человека, является актуальной проблемой.

Традиционная методика определения полония включает в себя мокрое озоление, радиохимическую очистку от мешающих компонентов на колонке со смолой Sr-resin [1] с последующим изготовлением мишени для альфа-спектрометрии осаждением на металлическом диске, как правило, серебряном [2]. Дороговизна работы с экстракционной смолой и длительное время участия экспериментатора побудили нас к поиску более простых методик изготовления мишеней  $^{210}\text{Po}$ .

В работе предлагается методика изготовления мишеней  $^{210}\text{Po}$ , основанная на летучести соединений полония. Данное свойство было отмечено уже при открытии элемента: при нагревании сульфидного осадка в запаянной ампуле выделились пары, которые осели в виде черной радиоактивной пленки на холодной части ампулы [3]. В табл. 1 приведены температуры кипения наиболее легколетучих соединений полония.

**Таблица 1. Температуры кипения некоторых соединений полония**

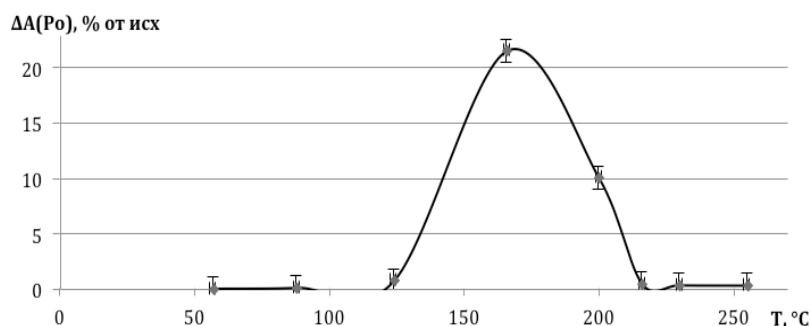
Соединение полония	Температура кипения, °С	Лит-ра
PoS	275 (разл. в вак.)	[4]
PoO <sub>2</sub>	885 (субл)	[4, 5]
PoCl <sub>4</sub>	390	[5]
PoBr <sub>4</sub>	360	[4, 5]
H <sub>2</sub> Po	37	[6]
PoCl <sub>2</sub>	195 (субл)	[4]
(NH <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> [PoCl <sub>6</sub> ]	~200 (субл)	[5]

С тиомочевинной, тиосемикарбазидом, дифенилкарбазидом и др. реагентами полоний образует летучие соединения [4].

В природе полоний (IV), вероятно, существует в виде солей или оксида [4]. Хлорид полония (II) - наиболее легко получаемое соединение полония с наименьшей температурой кипения. Его можно получить восстановлением четырехвалентных солей полония гидразином.

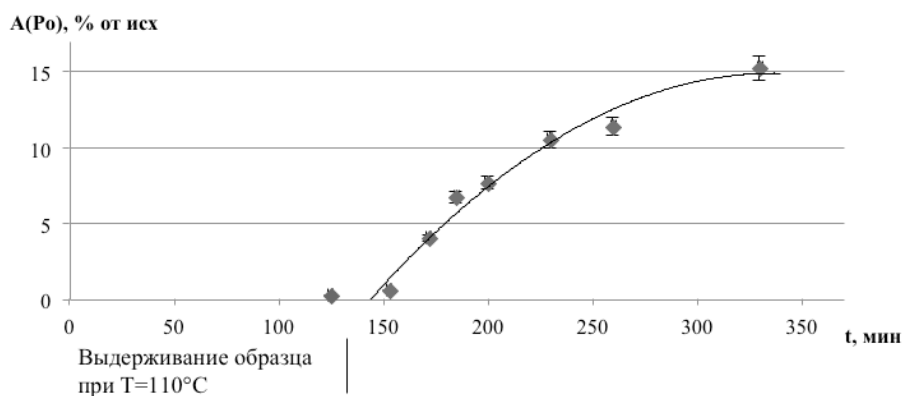
Предварительные эксперименты были проведены с изотопами  $^{208,209}\text{Po}$  активностью 0,44 Бк. Аликвоту раствора, содержащую радионуклиды полония, добавляли в 1 мл 2 % раствора лимонной кислоты в концентрированной HCl в присутствии 10 мг гидразина. Полученный раствор упаривали досуха. Сосуд с изотопами и расположенным сверху сосуда охлаждаемым сборником, изготовленным из медной фольги, помещали в песчаную баню. Максимальная температура песчаной бани была 255 °С.

На рис. 1 представлена зависимость изменения активности медных сборников при возгонке полония от температуры песчаной бани.



**Рис. 1. Изменение активности медных сборников при возгонке полония от температуры песчаной бани. Сборники выдерживали при каждой температуре 15 мин**

На рис.2 представлена кинетика осаждения полония на медных сборниках при температуре песчаной бани 166-172 °С.



**Рис. 2. Кинетика осаждения полония на медных сборниках при температуре песчаной бани 166-172 °С**

В качестве сборников изотопов полония в работе применяли серебряные, медные и стеклянные подложки.

Методика была апробирована на образцах табака и почвы с повышенным содержанием урана. Предлагаемая методика анализа  $^{210}\text{Po}$  в объектах окружающей среды в настоящее время имеет выход порядка 30 %.

Список литературы:

1. Miura T., Hayano K., Nakayama K. // Anal. Sci. 1999. V. 15. P. 23-28.
2. Karali T., Olmez S. Yener G. // Appl. Radiat. Isot. 1996 V. 47, N 4. P. 409-411.
3. Леенсон И.А. Занимательная химия для детей и взрослых. Загадочный элемент – полоний. М.: Мир энциклопедий Аванта+. Астрель, 2010. 366 с.
4. Вдовенко В.М. Современная радиохимия. М.: Атомиздат, 1969, С. 202-210.
5. Справочник химика, Том 2 / Под ред. Б. Н. Никольского. Л.: Химия, 1964. С. 174-177.
6. Вайгель Ф. // Успехи химии. 1960. Т. 29, N 5. С. 686-707.



**НАТРИЙ-АЛЮМО(ЖЕЛЕЗО)-ФОСФАТНЫЕ СТЕКЛА ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ АКТИНИДОВ**

*С.С. Данилов<sup>1</sup>, С.Е. Винокуров<sup>1</sup>, С.В. Стефановский<sup>2</sup>, Б.Ф. Мясоедов<sup>1,2</sup>*

<sup>1</sup>ФГБУН Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН, г. Москва

<sup>2</sup>ФГБУН Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН, г. Москва  
danilov07992@gmail.ru

Одним из эффективных методов перевода высокоактивных отходов (ВАО) в стабильную форму, пригодную для долговременного и экологически безопасного хранения/захоронения является остекловывание [1]. Данная технология промышленного отверждения ВАО используется в России на ПО «Маяк». Иммобилизацию ВАО проводят в натрий-алюмо-фосфатное стекло, способное включать большее количество поливалентных переходных элементов, сульфатов и хлоридов, чем боросиликатное стекло, применяемое за рубежом.

В настоящее время существуют значительные объемы накопленных и не подвергнутых переработке ВАО, которые содержат большое количество. В то же время в ГЕОХИ РАН [2] разработана технология переработки отработавшего ядерного топлива в слабокислых растворах нитрата железа, поэтому содержание железа в полученных в результате возможной промышленной реализации этой технологии ВАО будет высоким. Следовательно, алюмо-фосфатные стекла, которые будут синтезированы при остекловывании таких отходов, по своему составу будут натрий-алюмо(железо)-фосфатными. Изучение поведения актинидов в данных стеклах имеет практическое значение для повышения уровня безопасности долговременного хранения высокожелезистых ВАО, содержащих актиниды.

Цель данной работы состояла в изучении фазового состава и гидролитической устойчивости натрий-алюмо(железо)-фосфатных стекол состава, мол. %:  $40\text{Na}_2\text{O}-(20-x)\text{Al}_2\text{O}_3-x\text{Fe}_2\text{O}_3-40\text{P}_2\text{O}_5$ , содержащих весовые количества актинидов.

Синтез образцов стекол проводили при 1300 °С в муфельной печи, образцы были получены при закаливании и отжиге расплава. Фазовый состав стекол определяли методом рентгеновской дифракции, гидролитическую устойчивость – в соответствии с стандартами: ГОСТ Р 52126-2003 при 25 °С [3] и РСТ при 90 °С [4].

Изучено влияние содержания железа на состав и свойства синтезированных стекол. Установлен оптимальный состав натрий-алюмо(железо)-фосфатного стекла, мол. %:  $40\text{Na}_2\text{O}-10\text{Al}_2\text{O}_3-10\text{Fe}_2\text{O}_3-40\text{P}_2\text{O}_5$ , обладающего наибольшей кристаллизационной и гидролитической устойчивостью.

Изучено влияние редкоземельных элементов (РЗЭ) и актинидов на свойства стекол оптимального состава. Установлено, что иммобилизация по крайней мере до 5 масс. % РЗЭ и до 43 масс. % урана не приводит к снижению гидролитической устойчивости стекол: скорости выщелачивания в соответствии с стандартом РСТ структурообразующих (Na, Al, Fe, P) элементов из полученных образцов стекла находятся в пределах  $10^{-6}-10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), РЗЭ –  $10^{-7}-10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), урана –  $10^{-6}-10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут) (табл. 1).

Синтезированы образцы стекла выбранного оптимального состава, содержащие 0,5 масс. % Pu-239, Np-237 и 0,001 масс. % Am-241. Установлено, что полученные стекла обладают высокой гидролитической устойчивостью (табл. 2.), что соответствует действующим нормативным требованиям НП-019-15 [5], предъявляемым к стеклоподобным компаундам для ВАО.

**Таблица 1. Гидролитическая устойчивость стекол к выщелачиванию структурообразующих компонентов, урана и РЗЭ согласно РСТ при 90 °С**

Содержание Уран/РЗЭ в образцах, масс. %		Скорость выщелачивания, г/(см <sup>2</sup> ·сутки)				
		Na	Al	Fe	P	Уран / РЗЭ
Уран	0	1,0·10 <sup>-5</sup>	7,1·10 <sup>-6</sup>	4,6·10 <sup>-6</sup>	6,2·10 <sup>-6</sup>	-
	1	3,0·10 <sup>-5</sup>	1,5·10 <sup>-5</sup>	1,1·10 <sup>-5</sup>	1,8·10 <sup>-5</sup>	2,2·10 <sup>-5</sup>
	4,7	1,6·10 <sup>-5</sup>	6,4·10 <sup>-6</sup>	2,9·10 <sup>-6</sup>	8,4·10 <sup>-6</sup>	9,2·10 <sup>-6</sup>
	9,1	1,6·10 <sup>-5</sup>	5,5·10 <sup>-6</sup>	1,9·10 <sup>-6</sup>	7,7·10 <sup>-6</sup>	7,4·10 <sup>-6</sup>
	33,3	1,8·10 <sup>-5</sup>	6,5·10 <sup>-6</sup>	1,5·10 <sup>-6</sup>	8,4·10 <sup>-6</sup>	2,9·10 <sup>-6</sup>
	42,8	2,1·10 <sup>-5</sup>	1,0·10 <sup>-5</sup>	4,3·10 <sup>-6</sup>	1,1·10 <sup>-5</sup>	7,9·10 <sup>-6</sup>
РЗЭ	5(Ce(IV))	3,5·10 <sup>-5</sup>	10,1·10 <sup>-5</sup>	2,2·10 <sup>-6</sup>	1,6·10 <sup>-5</sup>	1,5·10 <sup>-6</sup>
	5(Eu(III))	3,1·10 <sup>-5</sup>	11,7·10 <sup>-5</sup>	2,4·10 <sup>-6</sup>	1,3·10 <sup>-5</sup>	1,2·10 <sup>-6</sup>
	5(Eu(II))	3,1·10 <sup>-5</sup>	11,6·10 <sup>-5</sup>	2,1·10 <sup>-6</sup>	1,3·10 <sup>-5</sup>	0,9·10 <sup>-6</sup>
	5(Gd(III))	3,1·10 <sup>-5</sup>	11,1·10 <sup>-5</sup>	2,7·10 <sup>-6</sup>	1,4·10 <sup>-5</sup>	0,1·10 <sup>-6</sup>

**Таблица 2. Гидролитическая устойчивость стекол к выщелачивания актинидов согласно ГОСТ Р 52126-2003 при 23±2 °С на 28 сутки**

Актиниды	Дифференциальная скорость выщелачивания, г/(см <sup>2</sup> ·сутки)	Интегральная скорость выщелачивания, г/(см <sup>2</sup> ·сутки)	Степень выщелачивания, масс. %
Np-237	1,76·10 <sup>-8</sup>	3,48·10 <sup>-8</sup>	1,3·10 <sup>-3</sup>
Pu-239	1,81·10 <sup>-10</sup>	3,41·10 <sup>-9</sup>	1,9·10 <sup>-5</sup>
Am-241	6,16·10 <sup>-9</sup>	6,26·10 <sup>-9</sup>	1,8·10 <sup>-5</sup>

Таким образом синтезированы и изучены образцы натрий-алюмо(железо)-фосфатного стекла, содержащие весовые количества актинидов. Установлена их перспективность для промышленной иммобилизации ВАО.

*Работа выполнена при финансовой поддержке РФФ (проект 14-13-00615).*

Список литературы:

1. Стефановский С.В., Стефановская О.И., Винокуров С.Е. и др. // Радиохимия. 2015. Т. 57. №4. С. 295-301.
2. Куляко Ю.М., Трофимов Т.И., Винокуров С.Е. и др. // Вопросы радиационной безопасности. 2015. №3 (79). С. 13-22.
4. ГОСТ Р 52126-2003. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отвержденных высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания, М.: Госстандарт России, 2003.
4. Nuclear waste glass product consistency test (PCT) – Version 7.0. Westinghouse Savannah River Company, 1994.
5. НП-019-15. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности, Ростехнадзор, 2015.

## ЭКСТРАКЦИЯ ИТТРИЯ И ЕВРОПИЯ АРИЛФОСФОРНЫМИ ЛИГАНДАМИ

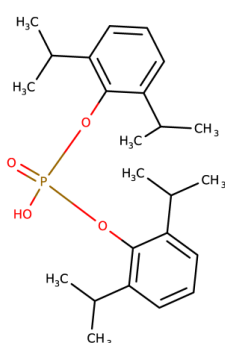
*Н.Г. Андреади*

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, NikolayAndreadi@gmail.com

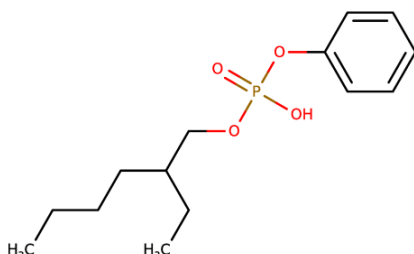
Редкоземельные элементы (РЗЭ) находят широкое применение в разных отраслях промышленности: в радиоэлектронике, атомной технике, машиностроении, металлургии, сте-

кольном производстве, химической промышленности и др. Из-за схожести химических свойств РЗЭ их выделение в индивидуальном виде из смеси представляет собой трудоемкую задачу, которая имеет большое практическое значение. Для разделения редкоземельных элементов обычно используют метод жидкостной экстракции. Целью работы являлось изучение экстракционных свойств новых арилфосфорных экстрагентов по отношению к иттрию и европию, представляющих элементы тяжелой и средней группы РЗЭ.

Были исследованы экстракционные свойства следующих экстрагентов:



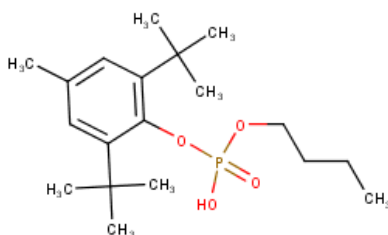
L1



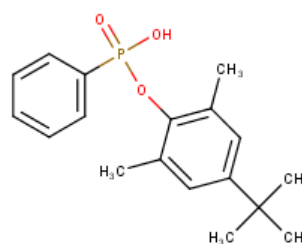
L2



L3



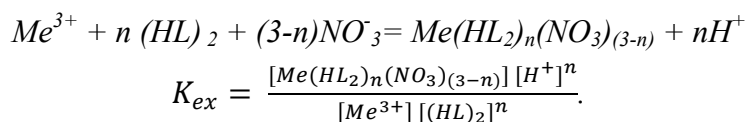
L4



L5

Экстракцию проводили 0,01 М раствором лигандов в толуоле из растворов, содержащих  $1 \cdot 10^{-5}$  М катиона, в качестве фонового электролита использовали 1 М  $\text{NaNO}_3$ . Распределение катионов между органической и водной фазами определяли с помощью радиоактивных индикаторов  $^{90}\text{Y}$  (жидкостно-сцинтилляционная спектрометрия) и  $^{152}\text{Eu}$  (гамма-спектрометрия).

Показано, что экстракционное равновесие достигается в течение 15 мин. Были получены зависимости коэффициента распределения от величины рН, что позволило определить стехиометрию комплексов и рассчитать константы экстракции (табл. 1) согласно уравнениям:



В случае лигандов L1, L2 и L5 на один ион металла приходится 2-3 молекулы лиганда, тогда как для лиганда L3 и L4 – от 1 до 2. Такое различие может объясняться их строением и ионным радиусом катиона. Так, лиганды L1, L2 и L5 содержат объемные заместители и в этом случае основным фактором, влияющим на образование связи, является стерический эффект. Лиганды L3 и L4 обладает более гибкой структурой, для которой влияние стерических факторов мало. В этом случае, основную роль играет «жесткость» катиона, которая увеличивается при уменьшении его радиуса. Европий является менее жестким катионом и образует менее прочные комплексы с L3 и L4, чем иттрий.

**Таблица 1. Характеристики исследованных систем экстракции**

Система	pH(R=50 %)	lgK <sub>ex</sub>	Стехиометрия комплекса(Met:L)
L1-Eu	1,3	2,00	1:2
L2-Eu	3,9	-3,20	1:2
L3-Eu	1,1	1,15	1:1
L4-Eu	4,6	-5,32	1:2
L5-Eu	2,0	1,36	1:3
L1-Y	1,1	2,51	1:2
L2-Y	4,0	-5,60	1:3
L3-Y	0,6	3,13	1:2
L4-Y	3,4	-2,15	1:2
L5-Y	1,7	2,54	1:3

Была получена изотерма экстракции европия лигандом L3 ( $c=0,01M$ ), с помощью которой можно определить, что выше  $c(Eu^{3+})=0,01 M$  экстракция становится неэффективной и основная часть европия остается в водной фазе, а максимальная емкость экстрагента составляет  $4 \cdot 10^{-3} M$ .

## РАСТВОРЕНИЕ СЛИТКА УРАНА-ПЛУТОНИЯ-НЕПТУНИЯ В АЗОТНОЙ КИСЛОТЕ

*М.Г. Дмитриев<sup>1</sup>, В.А. Назиров<sup>1</sup>, В.Е. Давыдов<sup>1</sup>, А.Ю. Вахрушин<sup>1</sup>, А.А. Елесин<sup>1</sup>, Д.В. Зверев<sup>2</sup>,  
К.Н. Двоеглазов<sup>2</sup>*

<sup>1</sup>АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, alex\_vakhrushin@rambler.ru

<sup>2</sup>АО «ВНИИНМ им. ак. А.А. Бочвара», г. Москва, kndvoeglazov@bochvar.ru

В соответствии с ФЦП ЯЭНП в Российской Федерации развивается концепция замкнутого ядерного топливного цикла. Одним из вариантов ее осуществления является комбинированная технология переработки смешанного уран-плутониевого нитридного топлива, используемого в реакторах на быстрых нейтронах (проект «Прорыв»).

Для проведения экспериментов по растворению в водных растворах кислот имитатора катодного осадка, получаемого при пирохимической переработке ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах, изготовили слиток уран-плутоний-нептуниевого сплава. Состав сплава, масс. %: U – 84; Pu – 15,5; Np – 0,5, масса слитка – 66,3 г. После фрагментации сплава шлифмашинкой на 3 части, провели серию растворов. Растворение проводили в 8 и 10M азотной кислоты, в течение 4 и 6ч, соответственно. В результате получены растворы с концентрацией металлов по урану 450- 505 г/л, по плутонию 70-110 г/л, нептунью 3,8-6,2 г/л. Доля нерастворимого остатка составила 1,5 % от исходного при растворении в 10M HNO<sub>3</sub>.

Проведение серии опытов позволило усовершенствовать лабораторные установки растворения имитатора катодного осадка.

Растворы, полученные в ходе эксперимента стали основой для проведения опытов по электрохимическому растворению.

## СОРБЦИОННЫЕ СВОЙСТВА ХАКАССКОГО БЕНТОНИТА ПО ОТНОШЕНИЮ К Cs(I)

*М.В. Евсюнина, И.Э. Власова, В.Г. Петров*

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, mashko-ya-e@mail.ru

Во многих странах, эксплуатирующих энергетические атомные электростанции, принята схема обращения с высокоактивными отходами (ВАО), включающая в себя хранение отработавших тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) в пристанционных водных бассейнах, переработку отработанного ядерного топлива – ОЯТ (в случае замкнутого ядерно-топливного цикла), отверждение (включение в борсиликатные, алюмофосфатные или минералоподобные матрицы) и окончательное захоронение отвержденных ВАО или ОЯТ. Из всех этапов ядерно-топливного цикла именно захоронение ВАО и ОЯТ является критически важной проблемой, так как они представляют наибольшую опасность для окружающей среды и человека в течение длительного времени (до миллионов лет).

В России принята концепция захоронения ВАО в скальные породы (гранитоиды) с последующей засыпкой глинами. Изоляция отвержденных ВАО обеспечивается тремя инженерными барьерами – матрицей, консервирующей радионуклиды, прочной коррозионно-стойкой канистрой (контейнером), буфером из слабопроницаемого сорбционного материала (обычно бентонита). Природный защитный барьер – геологическая среда.

Основным компонентом бентонита являются глинистые природные минералы группы смектита, обладающие высокой сорбционной способностью по отношению к катионам металлов и слабой водопроницаемостью, что может быть использовано для создания изолирующих барьеров в местах захоронения токсичных, в том числе радиоактивных отходов.

Важнейшими объектами инфраструктуры единой государственной системы обращения с отработавшим ядерным топливом в России станут завод РТ-2 по переработке ОЯТ легководных реакторов на «Горно-химическом комбинате» (Красноярский край) и создаваемый в комплексе с ним объект окончательной изоляции радиоактивных отходов в глубоких геологических формациях (Нижнеканский массив, Красноярский край).

Были проведены эксперименты по изучению кинетики сорбции Cs(I) на Хакасском бентоните и зависимости сорбции Cs(I) от pH. Также были построены изотермы сорбции Cs(I) на Хакасском бентоните. Для этого были приготовлены суспензии Хакасского бентонита в деионизованной воде с концентрацией 2 г/л. Смесь сухого бентонита с водой перемешивалась на шейкере в течение суток, после чего отстаивалась 3 сут. Затем суспензию отделяли с помощью пипетки. Эксперименты проводили в пластмассовых флаконах параллельно на двух образцах: отдельной мобильной коллоидной фракции и на всем бентоните без разделения. Для определения удельной радиоактивности растворов использовали жидкостно-сцинтилляционный спектрометр.

Изучение кинетики сорбции  $^{137}\text{Cs}$  показало, что процесс происходит относительно быстро и равновесие устанавливается примерно за 2 ч.

Зависимости сорбции  $^{137}\text{Cs}$  от pH не наблюдается, что указывает на преимущественно ионообменный механизм взаимодействия ионов цезия с поверхностью минерала.

Были рассчитаны константы ионного обмена по формуле (1):

$$K = \frac{[\text{Na}^+][\text{Cs}_{\text{ТВ}}]}{[\text{Cs}^+][\text{Na}_{\text{ТВ}}]}, \quad (1)$$

где  $[\text{Na}^+]$  и  $[\text{Cs}^+]$  – концентрация ионов натрия и цезия в растворе, М,  $[\text{Na}_{\text{ТВ}}]$  и  $[\text{Cs}_{\text{ТВ}}]$  – концентрация ионов натрия и цезия в твердой фазе, моль/г. Значение констант ионного обмена имеют одинаковое значение для отдельной мобильной коллоидной фракции и для всего бентонита без разделения ( $\sim 0,05$ ), что может свидетельствовать о том, что сорбция цезия

происходит в большей степени на одной и той же составляющей бентонита, которой является, по всей видимости, мобильная коллоидная фракция.

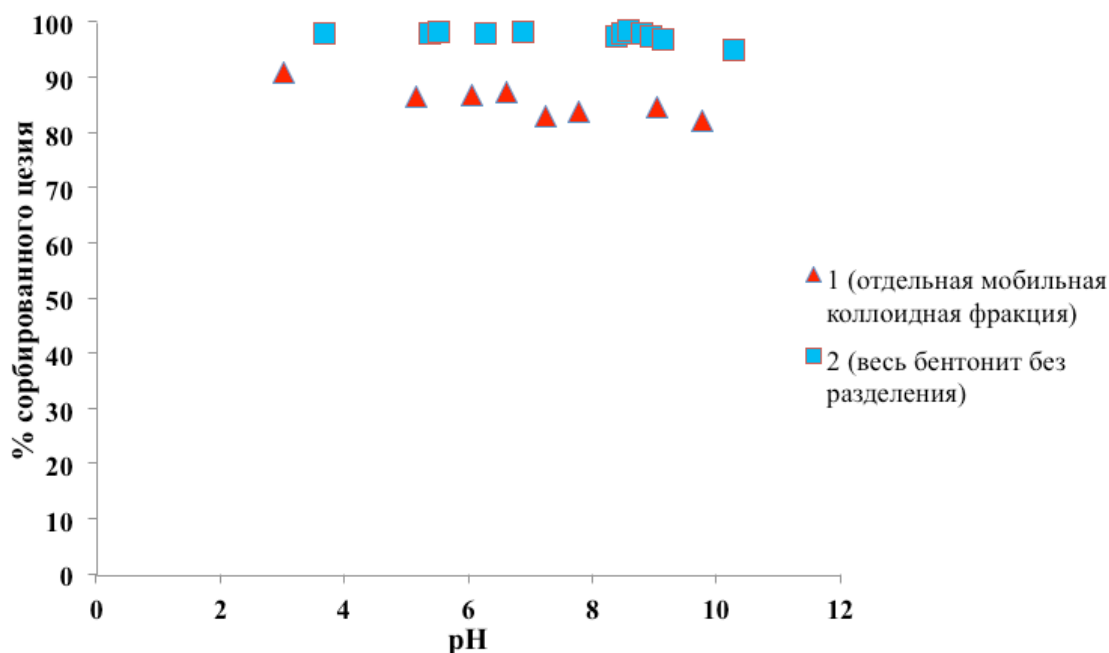


Рис. 1. Зависимость доли сорбированного  $^{137}\text{Cs}$  от pH

Изучение сорбции на двух образцах показало, что мобильная коллоидная фракция, которая составляет треть образца, обладает большей сорбционной емкостью, чем оставшаяся часть. При этом значения максимальной адсорбции составляют  $1,72 \cdot 10^{-3}$  и  $1,02 \cdot 10^{-3}$  моль/г для отдельной мобильной коллоидной фракции и для всего бентонита без разделения, соответственно.

## ДЕЗАКТИВАЦИЯ ОТРАБОТАННЫХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ ОТ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ

М.С. Паламарчук, А.М. Егорин, Э.А. Токарь, М.В. Тутов, В.А. Авраменко  
Институт химии ДВО РАН, г. Владивосток, andrey.egorin@gmail.com

Ионообменные смолы активно используются на атомных электростанциях (АЭС) для поддержания водно-химического режима первого и второго контуров, доочистки конденсата выпарных установок и ряда других систем. Отработавшие свой ресурс ионообменные смолы (ОИОС), как правило, относятся к низко- и среднеактивным отходам требующих утилизации с предварительным кондиционированием. Прямое отверждение ОИОС, относящееся к неструктурным методам кондиционирования, приводит к увеличению конечного объема твердых радиоактивных отходов по сравнению с исходным объемом ОИОС. Деструктивные методы, сопровождающиеся разрушением матрицы ОИОС, напротив, позволяют существенно сократить объем твердых радиоактивных отходов в 20-200 раз, однако требуют высоких затрат на оборудование и очистку образующихся газообразных продуктов [1].

По нашему мнению, одним из перспективных способов кондиционирования ОИОС является дезактивация специально подобранными растворами с последующим переводом сорбционных материалов в категорию промышленных отходов. Активные дезактивационные растворы затем перерабатывают с применением селективных сорбентов, что позволяет снизить объем твердых радиоактивных отходов, подлежащих захоронению.

В докладе представлен метод дезактивации отработанных ионообменных смол: смеси анионита и сульфокатионита активностью 12 Бк/г, использовавшихся в фильтрах смешанно-

го действия на станции очистки жидких радиоактивных отходов. Определено, что остаточная активность ОИОС связана с наличием устойчивых к воздействию кислот силикатных отложений, сорбирующих Cs-137. Для растворения отложений предпочтительно использование щелочного раствора состава  $\text{NaNO}_3 - 2,25 \text{ моль/дм}^3$ ,  $\text{NaOH} - 0,75 \text{ моль/дм}^3$ , при этом введение избытка нейтральной соли препятствует обмену Cs-137 с дезактивируемыми ОИОС.

**Таблица 1. Дезактивация ОИОС щелочным раствором с использованием РФС**

Соотношение ОИОС : раствор : РФС	Свойства РФС	Коэффициент дезактивации при времени контакта, ч		
		2	4	10
10:100:1	Немагнитная	3,9	7,7	40
20:100:1	Немагнитная	2,3	4,1	9,2
10:100:1	Магнитная	19	39	196
20:100:0.2	Магнитная	4,5	6,3	9,9

Для повышения эффективности дезактивации ОИОС в щелочной раствор вводили резорцинформальдегидную смолу (РФС), обладающую экстремальной селективностью по отношению к ионам цезия при высоких значениях рН. В первом случае РФС отделяли от ОИОС проницаемой перегородкой, препятствующей смешиванию ионитов, но обеспечивающей непрерывную циркуляцию дезактивирующего раствора. Во втором случае, использовали РФС, обладающую магнитными свойствами и после дезактивации иониты разделяли магнитной сепарацией. Данные по дезактивации ОИОС представлены в табл. 1, из которых видно, что наилучшие результаты достигаются при использовании РФС, обладающей магнитными свойствами.

В дальнейшем РФС регенерировали раствором 1М  $\text{HNO}_3$ , при этом удается элюировать более 95 % сорбированного Cs-137. Испытания РФС в цикле сорбции-регенерации показали, что катионит сохраняет свои сорбционно-селективные характеристики и поэтому подходит для многократной дезактивации ОИОС.

Сокращение объема образующихся вторичных отходов достигается использованием устойчивого к воздействию кислых сред композитного селективного сорбента с массовой долей ферроцианида никеля-калия 50 масс. % [2]. Кислотный элюат с исходной активностью 96 Бк/см<sup>3</sup> пропускали через колонку с сорбентом. В общей сложности было очищено более 500 колоночных объема элюата с эффективностью излучения Cs-137 более 99 %. Очищенный от радионуклида раствор  $\text{HNO}_3$  может быть повторно использован для регенерации РФС.

*Работа выполнена при поддержке комплексной программы фундаментальных исследований ДВО РАН «Дальний Восток» проект №0265-2015-0003.*

#### Список литературы:

1. J. Wang, Z. Wan Treatment and disposal of spent radioactive ion-exchange resins produced in the nuclear industry // Progress in Nuclear Energy. 2015. Vol. 78. P. 47-55.
2. В.В. Милютин, В.М. Гелис, Р.А. Пензин Сорбционно-селективные характеристики неорганических сорбентов и ионообменных смол по отношению к цезию и стронцию // Радиохимия. 1993. Т. 35. №3. С. 76-78.

**ПРИМЕНИМОСТЬ НЕКОТОРЫХ МЕТОДОВ ОЧИСТКИ ЖРО К РАСТВОРАМ-ИМИТАТОРАМ ДЕЗАКТИВИРУЮЩИХ РАСТВОРОВ***А.М. Зарубо, А.Н. Кургузова, В.В. Торопова, А.В. Радкевич*

ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, г. Минск, zarubaalex@gmail.com

С увеличением числа выводимых из эксплуатации ядерных объектов перед персоналом встает вопрос, связанный с утилизацией большого количества ЖРО, включая растворы дезактивации. Очистка растворов дезактивации осложняется тем, что данные ЖРО могут иметь сложный радиохимический состав, и, как правило, содержат большое количество органических комплексобразователей и поверхностно-активных веществ. Целью работы являлось определение оптимальной комбинации методов переработки ЖРО, имитирующих растворы дезактивации, а также исследование влияния времени «старения» радиоактивных растворов на эффективность методов переработки ЖРО.

Химический состав растворов-имитаторов представлял собой смесь оксиэтилидендифосфоновой кислоты (ОЭДФК),  $\text{Na}_2\text{CO}_3$ , СМС «Лотос» с концентрацией 1 г/л, 0,7 г/л и 0,4 г/л соответственно. Радионуклидный состав состоял из смеси  $\Sigma\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Am}$ . Концентрацию альфа-излучающих радионуклидов  $\Sigma\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Am}$  определяли с помощью радиометра УМФ-2000 после выпаривания раствора на подложку из нержавеющей стали, а также, для определения активности  $^{241}\text{Am}$  использовали спектрометр рентгеновского и низкоэнергетического  $\gamma$ -излучения с планарным полупроводниковым детектором из особо чистого германия типа EGP-07-R фирмы INTERTECHNIQUE.

Изучение применимости методов переработки растворов-имитаторов проводилось как со свежеприготовленными растворами, так и с выдержанными в течение нескольких лет. В ходе исследования использовались методы ионного обмена, сорбции, осаждения и мембранного разделения. В качестве сорбентов использовали сорбенты, модифицированные в лаборатории 06 ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны» НАН Беларуси. Мембраны использовались фирмы «Millipore» (диаметр пор 300 нм, 25 нм, а также с задержанием –  $M > 1000$  Дальтон). В опытах по диализу в качестве полупроницаемых мембран использовали целлофан с диаметром пор 2,5-3,5 нм. В опытах по ультрафильтрации в качестве фильтров использовали мембраны «Владипор УПМ-П» (диаметр пор 50 нм). Применялись ионообменные смолы KW-8, AP, A-4, КН фирмы «Resinex», катионит wateх WF1000, анионит Гранион АМР-101. В качестве осадка-коллектора использовали гидроксид железа, полиоксихлорид алюминия, оксид марганца при различных условиях осаждения.

Результатом исследований стало определение эффективности используемых методов и степени очистки (коэффициент очистки) растворов-имитаторов дезактивирующих растворов, содержащих альфа-эмиттеры.

Учитывая высокое солесодержание ( $>2$  г/л) и высокое количество органических веществ (ХПК – 272 мг  $\text{O}_2$ /л) в свежеприготовленных растворах, то применение ионообменных методов очистки было признано нецелесообразным. Проверялась возможность использования сорбционных методов на модифицированных сорбентах в статических условиях очистки. Исследованные сорбенты, такие как цеолит Са, модифицированный Fe(III); цеолит Na, модифицированный Fe(III); трепел, модифицированный Fe(III); Д-АРП-М-ПМК (сорбент целлюлоза модифицированная) и клиноптилолит, модифицированный Fe(III); показали степень очистки от  $^{241}\text{Am}$  более 99 % при активности в растворе по  $^{241}\text{Am}$  1,2 кБк/л. При использовании методов ультрафильтрации для очистки свежеприготовленных растворов было найдено, что мембраны с диаметром пор 50 нм задерживают около 30 % америция и ХПК раствора снижается в 3 раза. А методом диализа (диаметр пор 2,5-4,5 нм) задерживается практически 99 % активности. Следовательно, можно предположить, что радионуклиды  $^{241}\text{Am}$  присутствовали в растворе в основном в виде коллоидных частиц, или сорбировались на частицах загрязнений.



В выдержанных растворах образовался осадок, активность по америцию уменьшилась в 55 раз и составила 23 Бк/л, а суммарная альфа-активность равнялась 60 Бк/л. В тоже время ХПК уменьшилось в 8,5 раз (с 272 до 32 мгО<sub>2</sub>/л). С учетом изменений состава произведена проверка ионообменных методов для очистки растворов. Степень очистки при использовании, как катионитов, так и ионитов не превышала 10 %, только при использовании слабокислотного катионита степень очистки составила 28 %. Были выполнены опыты по очистке растворов мембранными методами с использованием мембран диаметром пор 300 нм, 25 нм, а также с задержанием –  $M > 1000$  Дальтон. Степень очистки составила <1 %, 17 %, 68 % соответственно. Применение общих осадительных методов (коагуляция с солями алюминия и железа) не приводило к полной очистке растворов, вероятно, из-за влияния органических веществ. Для разрушения комплексов было применено озонирование, пероксидное окисление, перманганатное окисление. Наиболее эффективным оказался способ перманганатного окисления с одновременным соосаждением радионуклидов на MnO<sub>2</sub>. За один цикл добавления реагента и последующей фильтрации, удавалось очистить раствор до референтного уровня содержания радионуклида в питьевой воде (для <sup>241</sup>Am [1]).

Список литературы:

1. Гигиенический норматив «Критерии оценки радиационного воздействия»; постановление министерства здравоохранения Республики Беларусь от 28 декабря 2012 №213.

### **ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ ГИБКИХ, ПЛАСТИЧНЫХ КЕРАМИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ НА ОСНОВЕ МИНЕРАЛОПОДОБНЫХ СТРУКТУР СИЛИКАТНОГО И ФОСФАТНОГО ХАРАКТЕРА. МОДЕЛИРОВАНИЕ, ПОЛУЧЕНИЕ, ИЗУЧЕНИЕ МЕХАНИЧЕСКИХ, ФИЗИЧЕСКИХ И ХИМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ**

*А.А. Захарова, Д.А. Михайлов, А.И. Орлова, М.С. Болдин, Н.В. Сахаров, О.А. Белкин, С.В. Шотин, А.В. Нохрин*

ННГУ им. Н.И. Лобачевского и НИФТИ ННГУ, г. Нижний Новгород, annazahar17@mail.ru

Отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) – неизбежный «побочный эффект» техногенной деятельности человека, сопутствующий высокоэффективной отрасли ядерной энергетики. Разнообразие химического и элементного состава отходов ядерного топливного цикла (ЯТЦ) накладывает серьезные ограничения на концепцию обращения с отработанным топливом. Основная цель концепции – максимально эффективное вторичное использование (при возможности) ядерного материала и безопасное захоронение в той или иной форме для длительного хранения.

Используемая на данный момент технология консолидирования – остекловывание фракционированных РАО – позволяет решить ряд принципиальных вопросов: возможность совместной переработки и безопасного хранения разных по агрегатному состоянию и изотопному составу РАО; безопасность хранения вследствие применения нескольких «барьеров защиты» на всех этапах процесса; большая пропускная способность предприятий по переработке; отлаженность технологии; минимизация влияния «ядерного тепла» на сохранность контейнера с РАО. Однако существует и ряд недостатков технологии: многократное увеличение объема РАО в процессе консолидации; ограниченность химического и изотопного состава РАО, которые могут быть утилизированы в рамках одного процесса; загрязнение большого количества воды и использование опасных химических веществ; термодинамическая и фазовая неустойчивость матрицы и др.; отсутствие достаточной механической прочности матрицы.

Авторы данного исследования предполагают использование в качестве матрицы для консолидации фракционированных РАО керамических материалов на основе минералопо-

добных неорганических соединений. Для получения и эксплуатации таких систем указанные недостатки не характерны.

Однако, в условиях экстремальных физических и тепловых нагрузок и в коррозионно-активных средах выявляется самый важный недостаток таких композитов – отсутствие пластичности, гибкости, и, как следствие, хрупкость при внешних воздействиях.

В научном мире [1-2] и промышленности [3] интерес к проблеме создания гибких (пластичных) керамик крайне велик. Однако зачастую применяются композиционные материалы на основе органической полимерной подложки (обладают существенными ограничениями по эксплуатационным условиям), либо полифазные, гетерогенные керметы (керамо-металлические композиты).

В рамках данной работы исследуется вопрос кристаллохимического моделирования минералоподобных составов основы (имитирующих структуру минерала итаколумита [4]), получения порошков (золь-гель и твердофазный метод) и керамики (Spark Plasma Sintering-технология). Изучаются механические, физические и химические свойства соединений на основе силикатов и фосфатов оксидного и солевого характера.

Проведенные исследования показали, что варьирование состава материала основы с применением принципов изоморфизма позволяет воздействовать на микроструктуру получаемых керамик, физические и химические свойства. Для всех изученных комбинаций композитных керамик получены значения микротвердости, трещиностойкости, определен фазовый состав.

Полученные результаты свидетельствуют о пластичном характере деформационных изменений в исследуемых керамиках.

*Работа выполнена при финансовой поддержке Российского Научного Фонда: грант РФФ, Проект 16-13-10464 «Перспективные керамические материалы с улучшенными и регулируемыми служебными характеристиками: разработка, синтез, изучение», 2016-2018 гг.*

#### Список литературы:

1. B. R. Lawn, N. P. Padture, H. Cai, F. Guiberteau. Making Ceramics Ductile // Science. 1994. V. 263. P. 1114-1116.
2. J. Pelleg. Mechanical properties of ceramics. Chapter 2: Ductile ceramics // Solid Mechanics and Its Applications. 2014. P. 765.
3. Пат. WO/2014/150147 США. Flexible ceramic matrix composite seal / A.J. Lazur, Rolls-Royce Corp; опубл. 25.09.2014. Sealing Technology. 2015. V. 2015. I. 8. P. 14-15.
4. I. Sato, Y. Ichikawa, J. Sakanoue et al. Flexible ceramics in the system KZr<sub>2</sub>(PO<sub>4</sub>)<sub>3</sub>-KAlSi<sub>2</sub>O<sub>6</sub> prepared by mimicking the microstructure of itacolomite // J. Am. Ceram. Soc. 2008. V. 91. I. 2. P. 607-610.

## ОСНОВНЫЕ ПОДХОДЫ К РАЗРАБОТКЕ УСТАНОВКИ ОТВЕРЖДЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ИЛОВЫХ ОТЛОЖЕНИЙ

*В.А. Иванова<sup>1</sup>, Н.А. Науменко<sup>1</sup>, У.С. Никулина<sup>1</sup>, В.В. Медведев<sup>1</sup>, О.Н. Погорелко<sup>1</sup>, Д.В. Журников<sup>2</sup>,  
А.В. Ратман<sup>2</sup>, М.В. Антоненко<sup>2</sup>*

<sup>1</sup>ООО «Корпорация по ядерным контейнерам», г. Москва, info@nuclearcask.ru

<sup>2</sup>ФЯО ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск, atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

Установка отверждения радиоактивных иловых отложений была разработана ООО «КПОЯК» в 2015 г. с целью практического решения проблемы утилизации донных (иловых) отложений технологических шахт реакторного завода АО «СХК». В основе разработки – предложенная ИФХЭ РАН технология, обеспечивающая надежную локализацию радионуклидов от окружающей среды [1].

В соответствии с исходными данными на проектирование разработанная установка обеспечивает:

- производительность до 8 бочек в смену (6 ч);
- постоянный режим работы;
- возможность перемещения оборудования (мобильность).

В ходе конструирования было принято решение о реализации процесса в две ступени:

- 1) подготовка (узел подготовки);
- 2) отверждение (узел отверждения).

Разработанный узел подготовки обеспечивает подачу радиоактивных иловых отложений из технологических шахт, сгущение илов в сгустителе-отстойнике, дозирование в бочки, направляемые на узел отверждения.

Узел отверждения позволяет проводить следующие технологические операции:

- растаривание мешков с  $\text{KН}_2\text{PО}_4$  и дозирование реагента в бочку с илами;
- растаривание мешков с  $\text{MgO}$  и дозирование реагента в бочку;
- прием бочки и обращение с ней;
- смешение реагентов и отверждаемых продуктов в бочке;
- перемещение бочки с отвержденным продуктом на временное хранение.

Растаривание реагентов ( $\text{KН}_2\text{PО}_4$ ,  $\text{MgO}$ ) в соответствии с конструкторскими решениями осуществляется с помощью двух растаривателей-дозаторов, соединенных с винтовым шнеком-питателем и оснащенных тензодатчиками и вытяжной вентиляцией с фильтром. Объем каждого растаривателя –  $1 \text{ м}^3$ . Производительность винтовых шнеков-питателей – до  $12 \text{ м}^3/\text{ч}$ .

Прием бочки и обращение с ней осуществляется с помощью такого оборудования, как:

- кран-балка поворотная грузоподъемностью 0,5 т;
- тележка рельсовая, оснащенная стойкой с захватами и встроенными тензодатчиками;
- оснащенная необходимыми технологическими трубопроводами с запорной арматурой и приборами КИП дренажная емкость для воды, используемой в технологическом процессе ( $V = 0,4 \text{ м}^3$ );
- мешалка рамная подъемная с регулируемым числом оборотов и направлением вращения ( $d = 530 \text{ мм}$ );
- емкость с водой для промывки мешалки после извлечения ее из бочки ( $V = 0,25 \text{ м}^3$ );
- поддон технологический для сбора стекающего с мешалки раствора после ее извлечения из бочки;
- дренажное устройство.

В состав установки также были включены дополнительные узлы и оборудование:

- узел вентиляции, включающий мобильный фильтр и вытяжное устройство радиусом действия 4 м;
- компрессор поршневой для подачи сжатого воздуха (давление – до 8 атм, производительность –  $12 \text{ м}^3/\text{ч}$ );
- вакуум-насос ротационный производительностью  $12 \text{ м}^3/\text{ч}$ .

Обе ступени установки оснащены локальной системой управления и специальным программным обеспечением для дистанционного управления оборудованием.

Результатом разработки стало изготовление оборудования и его монтаж на площадке заказчика [2].

## Список литературы:

1. Отчет ИФХЭ РАН №39-09 «Влияние способов создания защитных барьеров на поведение продуктов деления и актинидов в глиняном монолите. Обобщение полученных экспериментальных материалов и выдача рекомендаций по технологии обращения с илами бассейнов выдержки и перегрузки ТВЭЛ».

2. НП-071-06 «Правила оценки соответствия оборудования, комплектующих, материалов и полуфабрикатов, поставляемых на объекты использования атомной энергии».

## ИССЛЕДОВАНИЕ ЭКСТРАКЦИИ ЦЕЗИЯ П-АЛКИЛКАЛИКС[8]АРЕНАМИ ИЗ КАРБОНАТНО-ЩЕЛОЧНЫХ СРЕД

И.В. Смирнов<sup>1,3</sup>, Н.М. Ивенская<sup>2,3</sup>

<sup>1</sup>АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург, radium@khlopin.ru

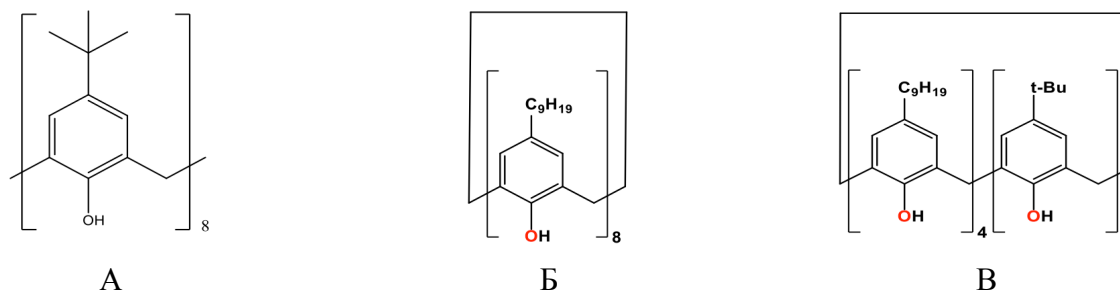
<sup>2</sup>ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, srl@po-mayak.ru

<sup>3</sup>ОТИ НИЯУ «МИФИ», г. Озерск

За годы «холодной войны» на ФГУП «ПО «Маяк» накоплено большое количество радиоактивных отходов. Наиболее опасные из них – высокоактивные жидкие щелочные отходы, содержащие значительные количества долгоживущих радионуклидов. Выделение долгоживущих радионуклидов (цезия и актиноидов) с последующей иммобилизацией и захоронением существенно снижает радиоэкологические риски обращения с ВАО. Перспективным является комплексный подход к переработке, т.е. фракционирование - выделение в одном цикле сразу нескольких групп радионуклидов. Фракционирование щелочных ВАО является сложной технологической задачей.

Основная активность щелочных декантатов накопленных ВАО определяется Cs-137 (~5·10<sup>10</sup> Бк/л). Перспективными соединениями для выделения цезия из щелочных ВАО являются каликсарены – макроциклические полифенольные соединения. Главным недостатком данных экстрагентов является их низкая растворимость в органических растворителях. С целью повышения растворимости были синтезированы п-алкилкаликс[8]арены, содержащие в разном соотношении смесь изононильных и *трет*-бутильных заместителей.

Целью данной работы являлось исследование экстракционной способности п-алкилкаликс[8]аренов (алкил: *трет*-бутил, изононил, смесь *трет*-бутильных и изононильных заместителей в соотношении, соответственно, 1:1, 1:3 и 3:1) по отношению к Cs-137 из карбонатно-щелочных сред в зависимости от pH раствора. Установлена зависимость коэффициентов распределения от pH водной фазы в интервале от 10 до 13,9 и природы функциональных групп в структуре каликсаренов. На рис. 1 приведены структурные формулы нескольких из использованных каликсаренов.

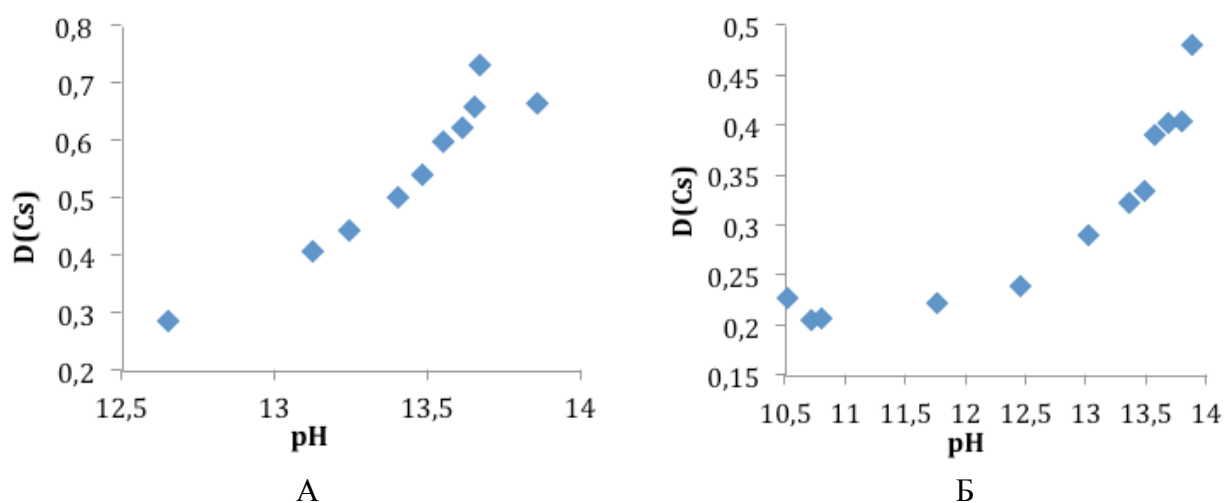


**Рис. 1. Формулы каликсаренов: А – *трет*-бутилкаликс[8]арен; Б – изононилкаликс[8]арен; В – смесь каликс[8]аренов с *трет*-бутильными и изононильными (1:1) заместителями**

В качестве растворителя для проведения экстракции использовали тетрахлорэтилен. Водная фаза содержала смесь 1М NaOH и 1М NaHCO<sub>3</sub> при их различном соотношении.

Определение величины рН рабочих растворов производили с помощью цифрового рН-метра с микроэлектродом для измерения непосредственно в микропробирках, используемых для экстракции.

Определение коэффициента распределения Cs-137 проводили следующим образом. В центрифужную полипропиленовую микропробирку вносили водную фазу заданного состава. Также в водную фазу вводили  $\sim 10^{-5}$  М стабильного цезия. Далее добавляли радиоизотопную метку, перемешивали и выдерживали в течение 10 мин. Затем вносили органическую фазу, содержащую раствор исследуемого соединения в тетрахлорэтилене с концентрацией 0,01М, и перемешивали в течение 15 мин. Разделение фаз проводили центрифугированием в течение 5 мин. Содержание радионуклидов в фазах после экстракции проводили радиометрически по бета-излучению изотопа Cs-137.



**Рис. 2. Экстракция Cs-137 из карбонатно-щелочных сред 0,01М растворами: А) п-трет-бутилкаликс[8]арена и Б) изононил-каликс-[8]арена в тетрахлорэтилене в зависимости от рН водной фазы**

В табл. 1 приведены максимальные коэффициенты распределения ( $D$ ) Cs-137 при экстракции п-алкилкаликс[8]аренами.

**Таблица 1. Максимальные коэффициенты распределения Cs-137, полученные при экстракции п-алкилкаликс[8]аренами**

Экстрагент	Максимальный $D$	рН при максимальном $D$
п-трет-бутилкаликс[8]арен	0,73	13,67
Смесь каликс[8]аренов с трет-бутильными и изононильными заместителями <b>1:3</b>	0,59	13,81
Смесь каликс[8]аренов с трет-бутильными и изононильными заместителями <b>1:1</b>	0,53	13,77
Смесь каликс[8]аренов с трет-бутильными и изононильными заместителями <b>3:1</b>	0,45	13,81
Изононилкаликс[8]арен	0,4	13,67

Для всех исследованных каликс[8]аренов получены аналогичного вида зависимости коэффициента распределения Cs-137 от рН раствора (рис. 2). Данные каликсарены заметно привлекают цезий из карбонатно-щелочных сред при концентрации экстрагента всего 0,01М. Замена трет-бутильных заместителей в молекуле каликс[8]арена на изононильные приво-

дит, с одной стороны, к снижению коэффициентов распределения Cs-137, с другой стороны, способствует увеличению растворимости экстрагента. Максимальный  $D=0,73$  получен при экстракции п-трет-бутилкаликс[8]ареном, минимальный  $D=0,4$  при полном замещении трет-бутильных радикалов на изононильные. Максимальная экстракция наблюдается в области pH от 13,6 до 13,9, что позволяет использовать данные соединения при экстракции непосредственно из сильнощелочных ВАО.

*Исследование выполнено при поддержке Российского научного фонда (проект №15-13-20017).*

## СРАВНЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ИЗВЛЕЧЕНИЯ АМЕРИЦИЯ И ПЛУТОНИЯ НА ТВЕРДОФАЗНЫХ ЭКСТРАГЕНТАХ ТОДГА, DN RESIN-B И TEVA RESIN-B ИЗ МОДЕЛЬНЫХ ПУЛЬП НАКОПЛЕННЫХ ВАО

*Н.М. Ивенская, П.В. Козлов, М.Б. Ремизов*  
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, srl@po-mayak.ru

В результате реализации оборонной программы на ФГУП «ПО «Маяк» накоплены значительные количества гетерогенных высокоактивных отходов, представляющих плотный осадок и осветленный раствор. Находящиеся на хранении в течение более 30 лет отходы представляют серьезную радиационную опасность. Разработанная на комбинате концепция предполагает раздельное обращение с осадком и осветленным раствором. Переработка осадков емкостей-хранилищ представляет наибольшую сложность как с химической, так и с радиохимической точек зрения. В основе одного из вариантов обращения с осадками лежит принцип фракционирования, то есть разделение исходных ВАО на два потока: ВАО и САО. Растворение пульп емкостей-хранилищ в азотной кислоте и последующее выделение основных радионуклидов (Am, Pu, U, Cs, Sr), позволит перевести часть отходов в категорию САО.

Одним из эффективных методов извлечения радионуклидов из растворов является метод экстракционной хроматографии. Данный метод сочетает в себе достоинства экстракционных и сорбционных процессов. Целью данной работы являлась оценка эффективности совместного извлечения америция и плутония на твердофазных экстрагентах (ТФЭ) на основе тетраоктилдигликольамида: ТОДГА и DN Resin-B (DGA), и предварительного извлечения плутония на ТФЭ TEVA Resin-B.

Для обеспечения возможности перевода исходного раствора ВАО в категорию САО, необходимо достичь коэффициентов очистки от америция ~300, от плутония ~150.

Извлечение компонентов проводили из многокомпонентного азотнокислого раствора, имитирующего растворенные пульпы накопленных ВАО. В качестве аналогов америция и плутония в растворе использовали, соответственно, неодим и торий.

Сравнение эффективности совместного извлечения неодима и тория на ТФЭ ТОДГА и DGA проводили путем фильтрации модельного раствора через экстракционно-хроматографическую колонку, заполненную ТФЭ. Скорость фильтрации составляла 5 к.о./час. На выходе из колонки собирали фракции фильтратов для определения содержания компонентов.

Сравнение эффективности извлечения Nd и Th на ТФЭ проводили с помощью коэффициента распределения по формуле:

$$D = \frac{V_{0,5C_0}}{m_3},$$

где  $V_{0,5C_0}$  – объем раствора, соответствующий половинному проскоку элемента в фильтрат, мл;  $C_0$  – исходное содержание элемента в растворе, мг/л;  $m_3$  – масса экстрагента в колонке, г.

Выходные кривые Nd и Th на ТФЭ ТОДГА и DGA представлены на рис. 1 и 2.

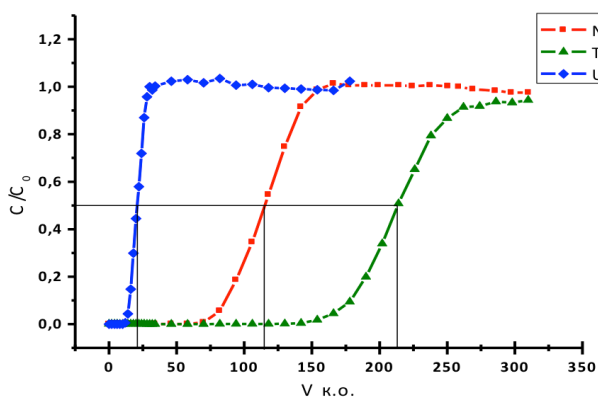


Рис. 1. Выходные кривые сорбции Nd, Th и U на ТФЭ DGA

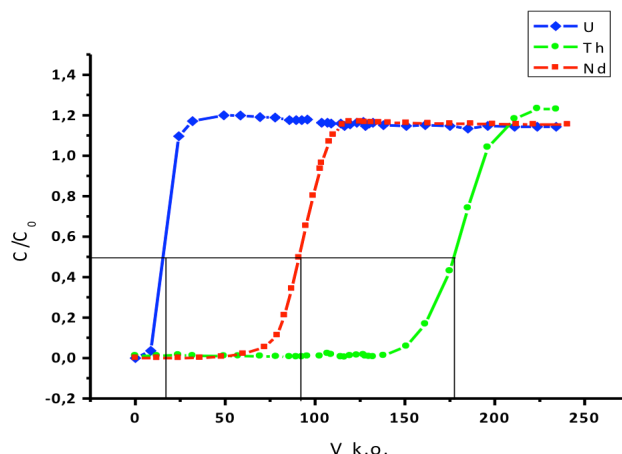


Рис. 2. Выходные кривые сорбции Nd, Th и U на ТФЭ ТОДГА

В ходе эксперимента установлено, что помимо неодама и тория на ТФЭ ТОДГА и DGA извлекается уран, за счет его высокого содержания в модельном растворе. По полученным зависимостям элементы по эффективности извлечения можно расположить в следующем порядке: Th>Nd>U.

Проведенные эксперименты по испытанию сорбентов на основе тетраактилдигликольамина показали, что торий извлекается в большей степени, чем неодам, и занимает часть емкости ТФЭ. Таким образом, была рассмотрена возможность предварительного выделения из раствора Th с целью увеличения эффективности извлечения Nd на ТФЭ DGA. Для селективного извлечения тория использовали ТФЭ TEVA Resin-B. Активным веществом данного ТФЭ является соль четвертичного амина.

Обобщенные результаты экспериментов по совместному извлечению неодама и тория на ТФЭ ТОДГА и DGA, а также результаты предварительного извлечения тория на ТФЭ TEVA представлены в табл. 1.

Таблица 1. Обобщенные результаты экспериментов

Параметр	Совместное извлечение Nd и Th				Последовательное извлечение Th и Nd			
	DGA		ТОДГА		TEVA		DGA	
Элемент	Nd	Th	Nd	Th	Nd	Th	Nd	Th
D	319	600	388	766	52	355	600	-
Эффективный фильтроцикл, к.о.	82	154	60	79	-	75	240	-

Выводы:

1. Требуемые коэффициенты очистки раствора от неодама (~300) и тория (~150) достигнуты с применением как ТФЭ ТОДГА, так и DGA.
2. Торий на ТФЭ ТОДГА и DGA извлекается в большей степени, чем неодам. Коэффициент распределения тория в два раза больше, чем коэффициент распределения неодама.
3. Эффективный фильтроцикл для тория и неодама выше на ТФЭ DGA, чем на ТФЭ ТОДГА.
4. Предварительное выделение тория на ТФЭ TEVA позволило увеличить эффективный фильтроцикл для неодама на ТФЭ DGA с 82 до 240 к.о.

## РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА НА ТЕРРИТОРИИ РАДИОАКТИВНОГО СЛЕДА, ОБРАЗОВАВШЕГОСЯ ПОСЛЕ АВАРИИ НА АТОМНОЙ ПОДВОДНОЙ ЛОДКЕ В БУХТЕ ЧАЖМА

*Д.В. Исаев, А.В. Титов, С.М. Киселев, В.В. Шлыгин, Н.Я. Новикова, Р.А. Старинская*  
ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва

За время эксплуатации отечественных атомных подводных лодок (АПЛ) произошла лишь одна радиационная авария на АПЛ заказ № 175 «К-431» в 1985 г. у пирса судоремонтного завода № 30 (бухта Чажма, Приморский край), сопровождавшаяся выбросом радионуклидов со значительным радиационным воздействием на окружающую среду.

Вследствие нарушения требований ядерной безопасности и технологии при завершении работ по перегрузке активной зоны реактора возникла самопроизвольная цепная реакция (СЦР) с тепловым взрывом. По результатам измерений активационных радионуклидов число делений при этой СЦР оценено равным  $5 \cdot 10^{18}$ . На территории в радиусе около 1 км от места аварии были проведены восстановительные мероприятия и радиационная обстановка на ней близка к фоновой. На остальной территории следа (сопки, заросшие лесом) восстановительные мероприятия не проводились.

В ходе выполнения практических медико-гигиенических мероприятий в рамках Федеральной целевой программы «Промышленная утилизация вооружения и военной техники ядерного комплекса на 2011-2015 годы и на период до 2020 года», подпрограммы №2 «Радиационно-гигиеническое обследование территорий, районов расположения судоремонтных предприятий» в 2014-2015 гг. специалистами ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России совместно с территориальными органами ЦГиЭ ФМБА России получены результаты исследования радиационной обстановки на следе аварийного загрязнения через 30 лет после аварии.

Исследование радиационной обстановки проводилось и включали измерения:

- мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения (11931 измерение);
- удельной активности радионуклидов в почве (61 проба);
- удельной активности радионуклидов в донных отложениях (5 проб);
- удельной активности радионуклидов в грибах (5 проб).

Показано, что значения мощности дозы гамма-излучения находятся в пределах вариации естественного радиационного фона Приморского края (0,08-0,25 мкЗв/ч) (табл. 1).

**Таблица 1. Результаты измерения проб почвы на фоновых территориях**

Место измерения	Удельная активность, Бк/кг (диапазон варьирования)			
	Co-60	Cs-137	U-235	Sr-90
пос. Дунай	1,1	0,6-34	3,7-5,7	0,01-5,6
в районе АО «30 СРЗ»	0,9-4,8	0,9-2,5	1,3-5,8	0,04-4,7
прочие территории	-	-	-	-

При обследовании радиационной обстановки на территории определена площадь аварийного следа, составляющая 0,31 км<sup>2</sup> по изолинии мощности дозы гамма-излучения 0,15 мкЗв/ч. На локальном участке следа на расстоянии ~1300 м от места аварии мощность дозы гамма-излучения достигает значений 0,53 мкЗв/ч.

Диапазоны варьирования удельной активности радионуклидов в почве на территории следа, ограниченного изолинией по мощности дозы 0,15 мкЗв/ч (в пересчёте на 2014 г.), представлены в табл. 2.



**Таблица 2. Диапазон варьирования удельной активности радионуклидов в почве на территории следа**

Удельная активность, Бк/кг (диапазон варьирования на 2014 г.)			
Co-60	Cs-137	U-235	Sr-90
1,1 (3100 у места аварии)	0,85-88	1,2-64	0,33-11

На территории следа, где проводились восстановительные мероприятия (деактивация территории) удельные активности радионуклидов в почве не превышают 0,9, 24, 5,4 и 5,8 Бк/кг по Co-60, Cs-137, U-235 и Sr-90, соответственно.

Результаты измерения удельной активности Co-60 и Cs-137 в почве на следе показали, что отношение активностей этих радионуклидов варьируется в широких пределах. Имеется тенденция увеличения этого отношения с увеличением активности Co-60.

Данный факт свидетельствует о том, что скорость осаждения из облака аэрозолей, содержащих Co-60, а следовательно и АМАД этих аэрозолей, была выше, чем скорость осаждения аэрозолей, содержащих Cs-137.

В тоже время, на следе удельная активность U-235 в почве изменяется пропорционально удельной активности Co-60. Это свидетельствует что топливные аэрозоли, содержащие U-235, и аэрозоли, содержащие Co-60, осаждались из облака с одинаковой скоростью.

**Выводы.** Исследование радиационной обстановки в 2014-2015 гг. на радиоактивном следе, образовавшемся в 1985 г. в результате аварии с АПЛ, показало следующее:

1. Площадь следа с достоверным превышением фоновых значений по мощности дозы гамма излучения, характерных для данной местности, составляет 0,31 км<sup>2</sup>.
2. На локальных участках, площадью несколько десятков квадратных метров, мощность дозы гамма-излучения превышает 0,3 мкЗв/ч, достигая максимальных значений 0,55 мкЗв/ч.
3. В соответствии с российскими нормативными документами почва по содержанию радионуклидов не относится к радиоактивным отходам.

## **НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ, ПРОТЕКАЮЩИХ ПРИ ЭЛЕКТРОЛИТНО-ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКЕ КОНСТРУКЦИОННЫХ СТАЛЕЙ, ПРИМЕНЯЕМЫХ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИК**

*О.В. Каленчукова*

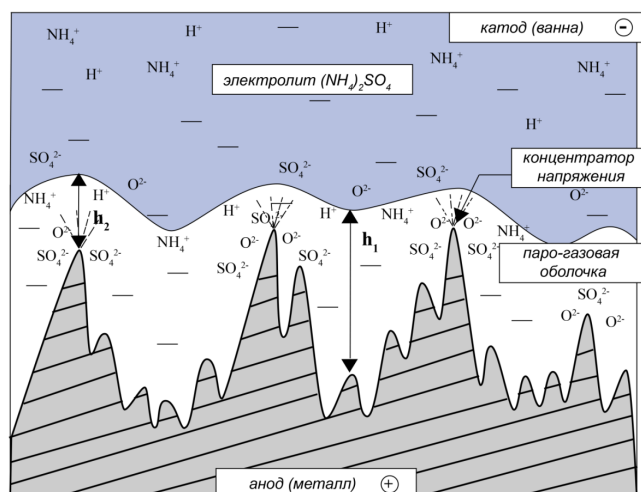
ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, г. Минск, kalenchukova@gmail.com

В начале прошлого века были заложены основы электролитно-плазменной полировки (ЭПП). Несмотря на большое число исследований в этой области, в настоящее время отсутствует единое мнение по механизму удаления микрошероховатости с металлической поверхностей деталей в процессе ЭПП, а также нет точного представления, что же является «рабочим инструментом», за счет чего проявляется эффект сглаживания металлической поверхности. А возможность применения метода ЭПП для деактивации съемного оборудования ядерных энергетических установок ранее не рассматривалась.

Значительный практический опыт работы на установках электролитно-плазменной обработки (ЭПП-800, ЭПП-15), позволил описать вольт-амперные и вольт-температурные характеристики процесса ЭПП, происходящие на аноде во время разогрева и обработки деталей.

Автором проведена работа по анализу существующих моделей ЭПП. Особое внимание в исследовании уделено обобщению, разработке и описанию механизма и физико-химических процессов ЭПП (рис. 1). В качестве электролита в данном исследовании рассматривается 3-6 % водный раствор сульфата аммония с рабочей температурой  $T_p \sim 65-90^\circ\text{C}$ .

Выявлено, что процесс полирования протекает, когда скорость формирования оксидной пленки сопоставима со скоростью ее разрушения, за счет сложных гидродинамических процессов происходящих в приповерхностном слое образца. Наименьшая шероховатость поверхности детали достигается при минимальной толщине оксидной пленки, которая должна быть достаточной, чтобы исключить травящее действие электролита внутри паровой пленки, толщина которой на поверхности не должна превышать 500 мкм.



**Рис. 1. Механизм электролитно-плазменной полировки**

Проведены исследования химического состава отработанного электролита (3-6 % водного раствора сульфата аммония) и твердого осадка, образующегося в процессе ЭПП нержавеющей стали 12X18H10T (AISI 321) (ГОСТ 5632-72). Химический анализ выявил, что при  $\text{pH}=2,2$  (отработанный раствор) ионы  $\text{Fe}^{3+}$  находятся в основном в осадке ( $\sim 95\%$ ) в виде оксидов, а ионы  $\text{Mn}^{2+}$ ,  $\text{Cr}^{3+}$  распределяются между осадком и фильтратом, что свидетельствует об их большей растворимости вследствие образования анионных форм. Особенно это характерно для ионов  $\text{Cr}^{3+}$ , содержание которых в фильтрате в 20-30 раз больше, чем в осадке. Подобное явление может быть вызвано образованием коллоидов. Ионы  $\text{Ni}^{2+}$  в основном находятся в растворе ( $\sim 90\%$ ) в виде ионных форм, также возможно образование гидроксокомплексов. Также в незначительных количествах в осадке присутствуют соединения Ni, Ti, Cu, Mo, Si, Mn в виде оксидов, сульфидов и др.

Результаты исследований химического состава отработанного электролита и осадка подтвердили физико-химическую природу съема материала при ЭПП. В процессе полировки происходит приповерхностное разрушение материала на глубину до 120 мкм, что составляет не более 10 % от первоначального значения.

## КРИСТАЛЛОХИМИЯ РЗЭ-СОДЕРЖАЩИХ ФОСФАТОВ СЕМЕЙСТВА NASICON КАК ОСНОВЫ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАО

*А.Е. Канунов*

ФГУП РФЯЦ – ВНИИЭФ, г. Саров

Фосфаты семейства NASICON (известного также как семейство  $\text{NaZr}_2(\text{PO}_4)_3$ ) и техническая керамика на их основе рассматриваются как перспективные материалы для долговременного хранения РАО, обладающие высокой стабильностью и способные включать в кристаллическую решетку лантаноиды и актиноиды [1, 2]. Знания о структуре и свойствах ис-

кусственных кристаллических матриц необходимы для обоснования их выбора, в т.ч. на основе структуры NASICON для иммобилизации РАО и их отдельных фракций [2, 3].

В настоящей работе получены фосфаты с одно-, двухвалентными элементами и лантаноидами Sm, Eu, Er, Yb и исследованы методами рентгенофазового и рентгеноструктурного анализов. Согласно этим данным ожидаемая структура реализуется. Проведено ее уточнение методом Ритвельда. В рядах с различными соотношениями катионов лантаноидов и натрия, калия, рубидия, кальция и стронция в позициях полости каркасной структуры установлен морфотропный переход с увеличением доли лантаноида, при этом происходило изменение пространственной группы с понижением симметрии  $R\bar{3}c \rightarrow P\bar{3}c$  или  $R\bar{3} \rightarrow P\bar{3}c$ .

По данным уточнения имело место вхождение лантаноида в разные кристаллографические позиции и упорядочение катионов в этих позициях.

На примере соединений  $\text{Ca}_{0,5}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3]$  и  $\text{Ca}_{0,75}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_{2,5}(\text{SiO}_4)_{0,5}]$  использована инновационная технология высокоскоростного электроимпульсного спекания (Spark plasma sintering) для синтеза технической керамики. Достигнутые характеристики керамики на основе  $\text{Ca}_{0,5}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3]$  при времени спекания  $\tau = 12$  мин: плотность  $\rho_{\text{эсп.}} = 3,17(1)$  г/см<sup>3</sup> ( $\rho_{\text{отн.}} = 99,1\%$ ), микротвердость по Виккерсу HV = 540,0 кг/мм<sup>2</sup>, вязкость разрушения  $K_{1c} = 1,2$  МПа·м<sup>1/2</sup>, размер зерен  $0,5 \leq r \leq 2,5$  мкм.

Гидролитическим испытаниям подвергали соединения  $\text{Ca}_{0,5}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3]$ ,  $\text{Ca}_{0,75}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_{2,5}(\text{SiO}_4)_{0,5}]$ ,  $\text{Ca}_{0,2}\text{Er}_{0,1}\text{Yb}_{0,1}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3]$ ,  $\text{Er}_{0,165}\text{Yb}_{0,165}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3]$ . Эксперименты проводили в статическом режиме при  $T = 20$  °С соответствии с ГОСТ Р52126-2003. Скорость выщелачивания кальция уменьшалась со временем и на 28-е сутки составила  $R_{\text{Ca}}$ , г/см<sup>2</sup>·сут:  $5 \cdot 10^{-6}$  для  $\text{Ca}_{0,5}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3]$  и  $1 \cdot 10^{-8}$  для  $\text{Ca}_{0,75}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_{2,5}(\text{SiO}_4)_{0,5}]$ . Значения  $R_{\text{Er}}$  для фосфатов  $\text{Ca}_{0,2}\text{Er}_{0,1}\text{Yb}_{0,1}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3]$  и  $\text{Er}_{0,165}\text{Yb}_{0,165}[\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3]$  были менее  $2,5 \cdot 10^{-8}$  г/см<sup>2</sup>·сут (предел обнаружения эрбия – 0,5 мкг/мл). По данным РФА фазовый состав в ходе экспериментов по выщелачиванию сохранялся.

*Работа выполнена в Нижегородском государственном университете им. Н.И. Лобачевского под руководством профессора А.И. Орловой.*

#### Список литературы:

1. Петров. Г.А., Боровинская И.П., Петров А.Г., Чадов Д.И., Барина Т.В., Дмитриев М.С. Инновационные энергосберегающие технологии переработки радиоактивных отходов. -М.: Книжный мир, 2012. 304 с.
2. Орлова А.И. Изоморфизм в кристаллических фосфатах  $\text{NaZr}_2(\text{PO}_4)_3$ -подобного строения и радиохимические проблемы // Радиохимия. 2002. Т. 44. Вып. 5. С. 385-403.
3. Орлова А.И. Разработка минералоподобных материалов на основе фосфатов и сложных оксидов для иммобилизации ВАО. Кристаллохимическая концепция // Вопросы радиационной безопасности. 2015. №3(79). С. 67-76.

## ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ КАЧЕСТВА ДЕЗАКТИВАЦИИ КАПСУЛ ИСТОЧНИКОВ С ЦЕЗИЕМ-137

*И.А. Шутков<sup>1</sup>, Н.А. Кузнецова<sup>2</sup>*

<sup>1</sup>МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва

<sup>2</sup>ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск

В настоящее время дезактивация капсул источников с цезием-137 на ФГУП «ПО «Маяк» осуществляется методом последовательного погружения в штатные дезрастворы (двухстадийная обработка):

- 50 г/дм<sup>3</sup> NaOH + 3 г/дм<sup>3</sup> KMnO<sub>4</sub>;
- 50 г/дм<sup>3</sup> HNO<sub>3</sub> + 3 г/дм<sup>3</sup> H<sub>2</sub>C<sub>2</sub>O<sub>4</sub>,

три цикла по 10 мин в каждом при температуре 95 °С. Каждый последующий цикл отмывки проводят свежими порциями дезрастворов. Источники после дезактивации промывают под струей воды в течение 3-5 мин, сушат и далее определяют остаточное загрязнение методом «водной вытяжки».

Однако, использование данной технологии дезактивации капсул источников в ряде случаев не позволяет достичь требуемых контрольных уровней радиоактивного загрязнения (УРЗ) не более  $1,0 \cdot 10^6$  Бк. Для повышения качества дезактивации капсул источников с цезием-137 и сокращения объемов, образующихся вторичных ЖРО, а также с целью сокращения продолжительности процесса отмывки были опробованы дезрастворы, составы которых приведены в табл. 1.

**Таблица 1. Составы дезрастворов**

Номер раствора	Состав раствора
1	50 г/дм <sup>3</sup> Выбор-К (Балаково) производства ИП «Кембрин» г. Пермь
2	250 г/дм <sup>3</sup> HNO <sub>3</sub> + 10 г/дм <sup>3</sup> ЛАБСК
3	50 г/дм <sup>3</sup> H <sub>8</sub> C <sub>6</sub> O <sub>7</sub> + 35 г/дм <sup>3</sup> Na <sub>5</sub> P <sub>3</sub> O <sub>10</sub> + 20 г/дм <sup>3</sup> Na <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>
4	250 г/дм <sup>3</sup> HNO <sub>3</sub> + 5 г/дм <sup>3</sup> ЛАБСК
5	150 г/дм <sup>3</sup> HNO <sub>3</sub> + 30 г/дм <sup>3</sup> H <sub>8</sub> C <sub>6</sub> O <sub>7</sub> + 1 г/дм <sup>3</sup> CN <sub>4</sub> N <sub>2</sub> S

В качестве объектов исследований были отобраны источники сравнения в количестве 15 шт. Дезактивация источников сравнения проводилась аналогично режиму существующей технологии отмывки.

Наилучшие результаты получены при использовании коммерческого препарата Выбор-К (Балаково) производства ИП Кембрин (г. Пермь) и азотнокислого раствора с добавлением препарата ЛАБСК с массовой концентрацией 10 г/дм<sup>3</sup>.

Для данных растворов были проведены коррозионные испытания. Коррозии подвергались цилиндрические образцы диаметром 24 мм и высотой 25 мм из стали 02Х17Н14М2ИДД (материал из которого изготовлены капсулы источников). Результаты показали, что, исследуемые дезрастворы не агрессивны и обладают щадящим коррозионным воздействием на материал капсул. Скорости коррозии в обоих случаях сопоставимы.

Оба раствора (№1 и №2) рекомендованы к использованию на предприятии ФГУП «ПО «Маяк».

## ИЗВЛЕЧЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ И ТЯЖЕЛЫХ МЕТАЛЛОВ ИЗ РАСТВОРОВ МЕТОДОМ НАНОФИЛЬТРАЦИИ

*В.О. Кантаков, В.В. Милютин, Н.А. Некрасова*

ФГБУН Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН, г. Москва,  
V.Kapt@yandex.ru

В настоящее время для очистки сточных вод, содержащих примеси токсичных радиоактивных и тяжелых металлов все чаще применяются мембранные методы: микро-, ультра- и нанофильтрации, а так же обратный осмос. Среди перечисленных мембранных методов, применительно к очистке радиоактивных сточных вод, метод нанофильтрации (НФ) является наименее изученным. Перспективность метода НФ связана с возможностью селективного задержания многозарядных ионов, в то время как основная доля однозарядных катионов и анионов не задерживается мембраной.

Для экспериментальной проверки метода НФ для извлечения различных ионов из растворов использовали лабораторную установку, включающую мембранный модуль типа

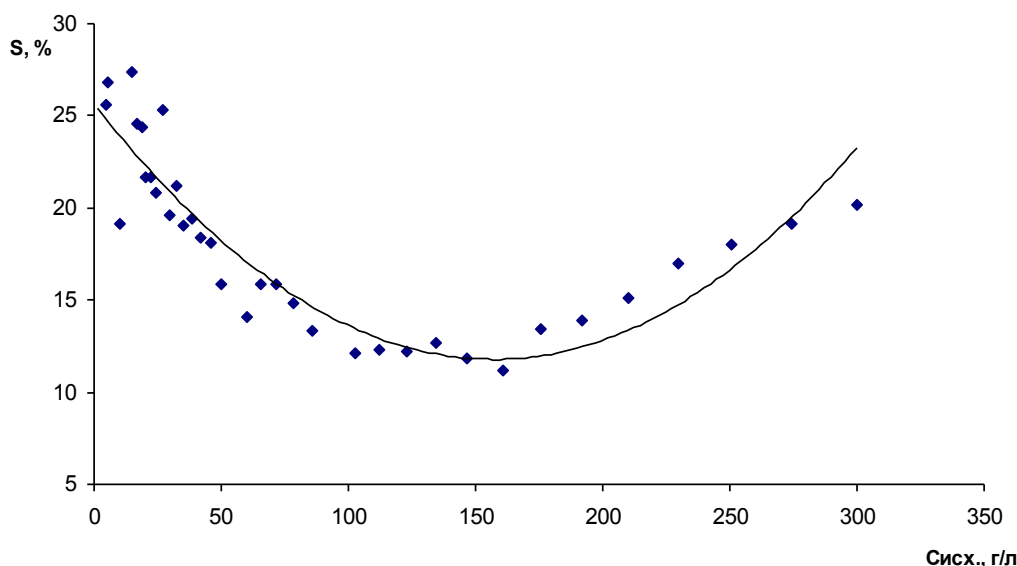
«NanoNF-1812» производства компании «РМ Нанотех», г. Владимир со следующими характеристиками:

- внутренний объем – 300 см<sup>3</sup>;
- рабочее давление – 6-7 атм.
- размер пор – 1-2 нм;
- рабочий диапазон pH: 1-12 (при 20-25 °С);
- стойкость к активному хлору - 1 мг/дм<sup>3</sup>;
- максимальная рабочая температура – 45 °С.

Материал мембраны: первый слой – нетканый полиэфир (лавсан), второй слой – полисульфонамид, третий слой (селективный) – полипиперазинамид.

В экспериментах определяли задерживающую способность (селективность) НФ мембраны по отношению к ионам Na<sup>+</sup>, NO<sub>3</sub><sup>-</sup>, Ca<sup>2+</sup>, Mg<sup>2+</sup>, Ni<sup>2+</sup>, Cu<sup>2+</sup>, Pr<sup>3+</sup>, Fe<sup>3+</sup>, а также микроколичеств радионуклидов <sup>137</sup>Cs, <sup>85</sup>Sr и <sup>60</sup>Co.

Зависимость селективности НФ мембраны по NaNO<sub>3</sub> от концентрации соли в растворе приведена на рис. 1.



**Рис. 1. Зависимость селективности (S) НФ по NaNO<sub>3</sub> от концентрации**

Полученные результаты показывают, что при увеличении концентрации NaNO<sub>3</sub> до ~100 г/дм<sup>3</sup> значение S закономерно снижается с 25 до 12 %. При 100-150 г/дм<sup>3</sup> значение S достигает минимума на уровне около 12 %. При дальнейшем повышении концентрации NaNO<sub>3</sub> происходит небольшое увеличение селективности.

Обобщенные результаты по извлечению ионов различных металлов из растворов их нитратов с концентрацией по металлу 0,5-5,0 г/дм<sup>3</sup>, pH=2-3 приведены в табл. 1.

**Таблица 1. Значения селективности (S) НФ мембраны по отношению к ионам различных металлов**

Ион	Ca <sup>2+</sup>	Mg <sup>2+</sup>	Ni <sup>2+</sup>	Cu <sup>2+</sup>	Fe <sup>3+</sup>	Pr <sup>3+</sup>
S, %	80-88	90-94	86-90	94-96	94-98	96-98

Полученные результаты показывают, что НФ мембрана имеет значительно большую задерживающую способность по отношению к двух- и трехзарядным катионам, по сравнению с однозарядными ионами натрия и нитрата. Максимальную селективность НФ мембрана проявляет к трехзарядным ионам Fe<sup>3+</sup> и Pr<sup>3+</sup>.

Результаты по задержанию НФ мембраной микроколичеств различных радионуклидов из раствора  $10 \text{ г/дм}^3 \text{ NaNO}_3$ ,  $\text{pH}=6,0$  приведены в табл. 2.

**Таблица 2. Значения селективности (S) НФ мембраны и коэффициента очистки ( $K_{оч}$ ) раствора от различных радионуклидов**

Показатель процесса	Наименование радионуклида		
	$^{137}\text{Cs}$	$^{85}\text{Sr}$	$^{60}\text{Co}$
$S_s$ , %	$45 \pm 5$	$95 \pm 1$	$> 99,5$
$K_{оч}$	$1,8 \pm 0,2$	$20 \pm 3$	$> 200$

Представленные результаты показывают более высокую эффективность задержания НФ мембраной радионуклидов  $^{85}\text{Sr}$  и  $^{60}\text{Co}$ , по сравнению с  $^{137}\text{Cs}$ . Высокие задерживающие показатели для  $^{60}\text{Co}$  связаны, по-видимому, с тем что в нейтральных растворах ионы Co могут находиться не только в ионном, но и в коллоидном состоянии.

Таким образом метод нанофильтрации является весьма перспективным для извлечения из растворов многозарядных ионов и может быть использован для эффективной очистки сточных вод и технологических растворов от примесей цветных, радиоактивных и редкоземельных металлов.

## ОЦЕНКА ФОНОВЫХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ СОСТОЯНИЯ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ПЕРЕД ПУСКОМ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ АЭС

*Е.В. Лунева<sup>1</sup>, О.М. Лебедева<sup>2</sup>, А.В. Жукова<sup>3</sup>, Л.Э. Карл<sup>3</sup>*

<sup>1</sup>ОАО «Концерн Росэнергоатом «Дирекция строящейся Балтийской атомной станции»,  
Luneva-ev@btaes.ru

<sup>2</sup>ФГУП «Радон», г. Москва, lebedeva-om@yandex.ru;

<sup>3</sup>Российский университет дружбы народов, г. Москва, zhuckova.nastena@yandex.ru; lidiakarl@ya.ru

На территории РФ ежегодно вводятся в эксплуатацию радиационно-опасные объекты (РОО), которые различаются по задачам, активности источников ионизирующего излучения, степени потенциальной опасности для населения и окружающей среды и другим параметрам. Экологические вопросы защиты окружающей среды и населения на стадии эксплуатации должны решаться уже на стадии подготовки к вводу эксплуатации РОО. Особенно это важно для таких крупных объектов, как атомные станции (АЭС).

Одним из путей решения защиты окружающей среды и населения является установление перед пуском в эксплуатацию основных фоновых показателей для всех объектов окружающей среды. Установление фоновых показателей на территории даёт возможность получать информацию о состоянии окружающей среды в настоящее время, и позволит обеспечить радиационную безопасность в будущем на этапе эксплуатации РОО. Фоновые данные можно получить за счет проведения фонового мониторинга, который является составной частью необходимых мероприятий при строительстве АЭС.

Целью данной работы является определение основных экологических параметров окружающей среды на стадии строительства крупного радиационно-опасного объекта АЭС.

Для решения поставленной цели провели определение основных фоновых параметров окружающей среды на территории зоны наблюдения строящейся АЭС. Экологическую и гигиеническую оценку основных показателей по радиационному, так и по химическому факторам провели по алгоритму, предложенному в работе [1]:

1. ретроспективная оценка техногенной деятельности на территории строительства РОО I категории потенциальной опасности, выявление возможных техногенных загрязнителей;

2. проведение комплексного фоновый мониторинга территории;
3. экологическая оценка полученных результатов территории зоны наблюдения РОО;
4. оценка дозовых нагрузок на население и реперные виды биоты, расчет риска возникновения соматико-стохастических эффектов;
5. оценка состояния здоровья детского населения за последние 10-15 лет на территории строительства РОО по показателям: онкологические заболевания, заболевания нервной системы, кардиологические заболевания и т.д.
6. прогноз распределения доз за счет сбросов и выбросов при эксплуатации РОО на все компоненты агроэкосистем и население;
7. разработка уровней контроля (КУ) на территории для этапа эксплуатации РОО.

В данной работе представлены результаты только по пунктам 1,2,3 и 7. Для проведения работы на территории составили программу проведения фоновый мониторинга. Для оценки состояния территории необходим расчет дозовых нагрузок по радиационному фактору. Провели отбор проб, измерение радиационных и химических показателей и далее их оценку, затем расчет КУ.

Для расчета дозы внешнего облучения оценили радиационный фон территории. Провели измерение мощности дозы гамма-излучения (МЭД ГИ), которое является важной характеристикой радиоэкологического состояния для каждой территории и обязательной составной частью мониторинга, для расчета дозы внешнего облучения. На открытых участках исследуемой территории на уровне 0,1 м от поверхности земли фоновое значение МЭД ГИ составляет примерно 0,15 мкЗв/ч, которое является фоновым для Европейской части России.

Для расчета дозы внутреннего облучения определили содержание природных и техногенных радионуклидов во всех объекта. Основными объектами контроля на данной территории являются: приземный слой атмосферного воздуха; атмосферные выпадения; почва (включая пахотные, сенокосные и пастбищные угодья); гидросфера (включая поверхностные и подземные воды) и донные отложения; природная и сельскохозяйственная биота; местные пищевые продукты (хлеб, рыба, мясо, картофель, овощи, ягоды, грибы и т.д.); сельскохозяйственные продукты – зерновые, кормовые культуры; реперные виды флоры и фауны.

**Основные методы и методики радиационного контроля фоновых территорий.** Для фоновых проб имеются свои особенности при отборе и анализе проб. Главным требованием к пробам является их представительность, для этого необходимо отобрать статистически значимое количество проб, правильно выбрать место отбора и объём пробы. Измерение фонового содержания радионуклидов в пробах почвы, воды и воздуха имеет свою специфику. Объём пробы зависит от аналитического метода измерения фоновых показателей. Содержание техногенных радионуклидов в них находится в следовых количествах. Для измерения использованы приборы, у которых нижний предел обнаружения радионуклидов ниже на треть средних региональных значений для данной территории.

Для калибровки использовали отраслевые и государственные стандартные образцы <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th, <sup>40</sup>K, <sup>238</sup>U, <sup>137</sup>Cs и др.

В почве и донных отложениях определяли: механический состав; удельную суммарную альфа- и бета -активность; удельное содержание основных природных и техногенных радионуклидов: <sup>226</sup>Ra, <sup>232</sup>Th, <sup>40</sup>K, <sup>238</sup>U, <sup>137</sup>Cs и др., а также содержание химических токсикантов.

В поверхностных водах определяли: содержания солей; уровень рН; удельную суммарную альфа- и бета- активность; удельное содержание отдельных радионуклидов при превышении суммарной альфа- и бета- активности. А также химический анализ сокращенного или расширенного перечня токсикантов.

Для атмосферного воздуха: массовое содержание аэрозолей; суммарная альфа- и бета-активности; удельное содержание основных природных и техногенных радионуклидов:  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и др. Определяли химический состав твердого остатка аэрозолей.

Для природной и сельскохозяйственной биоты, местных пищевых продуктов определяли:  $\Sigma\beta$ ,  $\Sigma\alpha$ ,  $\text{Cs}^{137}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  и другие, и содержание химических токсикантов

Провели статистическую обработку полученных результатов. Для каждого объекта контроля определили среднее значение параметра на данной территории и погрешность измерений. Этим данным присвоили статус фоновые показатели. На их основании рассчитали основные параметры контроля территории для всех объектов контроля по формуле:

$$KY_i = A_{cp,i} + 2\sigma_i,$$

где  $KY_i$  – контрольный уровень содержания  $i$ -ого радионуклида или элемента в объекте, Бк, мг/(кг, л, м<sup>3</sup>);  $A_{cp,i}$  – среднее (фоновые) значение содержания  $i$ -ого радионуклида или химического элемента, Бк, мг (кг, л, м<sup>3</sup>);  $\sigma_i$  – среднеквадратичное отклонение, Бк, мг.

Контрольные уровни установили для оперативного радиационного контроля на этапе эксплуатации РОО. Все данные свели в таблицы. Далее провели экологическую и гигиеническую оценку основных показателей состояния окружающей среды путем сравнения полученных результатов с существующими региональными фоновыми значениями и допустимыми нормативными показателями.

**Выводы.** Установление фоновых показателей на территории перед пуском в эксплуатацию радиационно-опасного объекта даёт возможность получать информацию о состоянии окружающей среды в настоящее время, и позволит обеспечить радиационную безопасность в будущем на этапе эксплуатации. Основные фоновые показатели позволили получить средние данные, которым присвоен статус фоновые, рассчитать уровни контроля.

#### Список литературы:

1. Лашенова Т.Н., Самойлов А.С., Шандала Н.К., Коренков И.П., Лунева Е.В., Семенова М.П. Фоновая оценка состояния окружающей среды и населения по радиационному и химическому факторам [Текст] / X Международный симпозиум «Экология человека и медико-биологическая безопасность населения». Тезисы докладов. Крым, Ялта, 24 октября-1 ноября, 2015. С. 100-108.

## НОРМАТИВНО-ПРАВОВЫЕ АСПЕКТЫ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ В БЕЛАРУСИ

*О.Б. Гурко, М.А. Козел*

ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, г. Минск, max\_kozel@rambler.ru

Нормативное регулирование безопасности при обращении с радиоактивными отходами (далее – РАО) представляет собой иерархическую структуру, в состав которой входят Международные договоры, Законы Республики Беларусь и Указы Президента Республики Беларусь, Постановления Правительства Республики Беларусь, государственных органов по регулированию безопасности при использовании атомной энергии, а также документы организаций, эксплуатирующих пункты хранения (захоронения) РАО.

В работе проведен анализ действующих в Республике Беларусь нормативных правовых актов по безопасному обращению с РАО.

К основополагающим законодательным актам, регламентирующим требования безопасности при обращении с РАО относятся:

– Закон Республики Беларусь «О радиационной безопасности населения» от 5 января 1998 года №122-3;



- Закон Республики Беларусь «Об использовании атомной энергии» от 30 июля 2008 года №426-З;
- Закон Республики Беларусь «Об охране окружающей среды» от 26 ноября 1992 года №1982-ХІІ;
- – Закон Республики Беларусь «О государственной экологической экспертизе» от 9 ноября 2009 года №54-З;
- Закон Республики Беларусь «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» от 7 января 2012 года №340-З;
- Указ Президента Республики Беларусь «О лицензировании отдельных видов деятельности» (вместе с «Положением о лицензировании отдельных видов деятельности») от 1 сентября 2010 года №450;
- Указ Президента Республики Беларусь «О некоторых вопросах Министерства по чрезвычайным ситуациям» (вместе с «Положением о Департаменте по ликвидации последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь», «Положением о Департаменте по ядерной и радиационной безопасности Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь») от 29 декабря 2006 года №756.

Для развития, в том числе национальной базы по безопасному обращению с РАО была принята подпрограмма 6 «Научное сопровождение развития атомной энергетики в Республике Беларусь» Государственной программы «Научно-технические технологии и техника», утвержденной постановлением Совета Министров Республики Беларусь от 21 апреля 2016 г. №327 «Об утверждении Государственной программы «Научно-технические технологии и техника» на 2016-2020 годы». В рамках данной подпрограммы ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» НАН Беларуси участвует в разработке нормативно-правовых актов по безопасному обращению с РАО.

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ БЕНТОНИТОВЫХ ГЛИН МЕСТОРОЖДЕНИЯ «ОСТРОЖАНСКОЕ» ГОМЕЛЬСКОЙ ОБЛАСТИ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ПРОТИВОМИГРАЦИОННЫХ И ПРОТИВОФИЛЬТРАЦИОННЫХ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ ПЗРО**

*Д.К. Короб*

ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, г. Минск, 363378@inbox.ru

В настоящее время в Республике Беларусь осуществляется строительство атомной электростанции (БелАЭС), в связи с чем особую актуальность приобретает проблема образования различных типов и категорий радиоактивных отходов (РАО), представляющих потенциальную опасность для человека и окружающей среды. В соответствии с проектом БелАЭС, функционирование системы обращения с РАО регулируется Стратегией обращения с РАО [1]. Согласно данной стратегии, долговременная безопасность системы захоронения РАО должна обеспечиваться реализацией принципа многобарьерности.

Принцип многобарьерности основан на применении системы физических барьеров (естественных и инженерных) на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду. Для предотвращения проникновения радионуклидов в окружающую среду в случае разгерметизации контейнера РАО используется противомиграционный барьер (буфер), а для предотвращения контакта ПЗРО с грунтовыми водами – противофильтрационный барьер (засыпка).

Для создания противомиграционных и противофильтрационных инженерных барьеров необходимо использовать химически и термически устойчивые материалы, обладающие высокими гидроизоляционными и сорбционными свойствами. Также следует учитывать эконо-

мическую целесообразность использования различных материалов. В настоящее время наилучшими материалами для создания противомиграционных и противофильтрационных инженерных барьеров считаются глинистые минералы с высоким содержанием слоистых алюмосиликатов. В качестве буферных материалов рекомендуется использовать бентонитовые глины, содержащие 50-80 % монтмориллонита. В качестве засыпок возможно использование различных материалов на основе бентонитовых глин, например, бентонит-кварцевых смесей.

Таким образом, целью данной работы являлось изучение физико-химических свойств бентонитовых глин месторождения «Острожанское» Лельчицкого района Гомельской области Республики Беларусь с целью оценки возможности их использования для создания противомиграционных и противофильтрационных инженерных барьеров при захоронении РАО.

Для образцов бентонитовых глин месторождения «Острожанское» определены: элементный и фазовый состав, морфологическая структура; кислотность (рН), электропроводность, содержание водорастворимых солей, емкость катионного обмена (ЕКО); потенциал связывания радиоцезия RIP(K), емкость селективной сорбции  $^{137}\text{Cs}$  [FES], коэффициент селективности  $K_c(^{137}\text{Cs}^+/\text{K}^+)$ , степень сорбции  $F_s(^{137}\text{Cs})$ , содержание форм  $^{137}\text{Cs}$  (фиксированной –  $\alpha_{\text{ф}}$ , обменной –  $\alpha_{\text{о}}$ , водорастворимой –  $\alpha_{\text{в}}$ ), а также кинетические закономерности сорбции  $^{137}\text{Cs}$ .

Образцы бентонитовых глин месторождения «Острожанское» представлены однородной по составу алюмосиликатной матрицей и состоят из глинистых минералов (Al:Si=1:2) с преобладанием монтмориллонита (до 76,7 масс. %). Данные бентонитовые глины обладают тонкослоистой чешуйчатой структурой и по содержанию обменных катионов их можно классифицировать как кальциевые.

Основные физико-химические свойства и показатели селективной сорбции  $^{137}\text{Cs}$  бентонитовых глин месторождения «Острожанское» представлены в табл. 1.

**Таблица 1. Основные характеристики бентонитовых глин (БГ) месторождения «Острожанское» Гомельской области**

Шифр образца	рН	ЕКО, мэкв/кг	RIP(K), мэкв/кг	[FES], мэкв/кг	$K_c(^{137}\text{Cs}^+/\text{K}^+)$	$F_s(^{137}\text{Cs})$ , %	Формы $^{137}\text{Cs}$ , %		
							$\alpha_{\text{ф}}$	$\alpha_{\text{о}}$	$\alpha_{\text{в}}$
<БГ>	7,9	1130	1233	22,7	35,5	98,8	92,2	5,9	1,9

В результате изучения кинетических закономерностей сорбции  $^{137}\text{Cs}$  на бентонитовых глинах месторождения «Острожанское» установлено, что практически весь  $^{137}\text{Cs}$  (> 99 %) сорбируется в первые 10 мин. По достижении  $t = 20$  мин и далее  $F_s(^{137}\text{Cs})$  практически не меняется и составляет  $99 \pm 0,5$  %. С течением времени наблюдается увеличение коэффициентов распределения  $^{137}\text{Cs}$  в системе сорбент-раствор. Через  $t = 30$  сут  $K_d$  и  $K_d^{\text{обм}}$  возросли более чем в 2 раза. Это свидетельствует об изменении характера сорбции  $^{137}\text{Cs}$  с течением времени: начинают преобладать медленные диффузионные процессы, происходит перераспределение  $^{137}\text{Cs}$  между неселективными сорбционными центрами RES и селективными центрами FES и HAS, которые более прочно фиксируют  $^{137}\text{Cs}$ .

Проведен сравнительный анализ бентонитовой глины месторождения «Острожанское» Гомельской области с «эталонным» бентонитом MX-80 (Wyoming, USA). Установлено, что по качеству (содержанию монтмориллонита и типу преобладающих обменных катионов) бентонитовая глина месторождения «Острожанское» уступает бентониту MX-80, но физико-химические свойства и селективность по отношению к  $^{137}\text{Cs}$  обоих материалов сопоставимы.

Таким образом, можно говорить о том, что бентонитовые глины месторождения «Острожанское» Гомельской области являются перспективным сорбционным материалом

для создания противомиграционных и противофильтрационных инженерных барьеров ПЗРО и могут найти широкое применение в сфере обращения с РАО.

Список литературы:

1. Об утверждении Стратегии обращения с радиоактивными отходами Белорусской атомной электростанции : Постановление Совета Министров Республики Беларусь, 2 мая 2015 г., №460 // Нац. правовой Интернет–портал Респ. Беларусь [Электронный ресурс] / Нац. Центр правовой информ. Респ. Беларусь. Минск, 2015.

## ИЗУЧЕНИЕ СОРБЦИОННЫХ СВОЙСТВ ОКСИДА ГРАФЕНА

*А.С. Кузенкова, А.Ю. Романчук, С.Н. Калмыков*

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, Kuznastyaya@mail.ru

Одной из важнейших задач современной ядерной энергетики является разработка недорогих, простых, эффективных и экологичных методов обращения с РАО и реабилитация загрязненных радионуклидами территорий. В связи с этим в последнее время большое внимание уделяется перспективным углеродным наноматериалам. Среди них выделяется оксид графена, который обладает наиболее доступной поверхностью (теоретические оценки составляют  $2630 \text{ м}^2/\text{г}$ ).

Целью данной работы является изучение сорбционного поведения Am(III)/Eu(III), Sr(II) и Cs(I) на оксиде графена, а также влияние параметров его синтеза и очистки на сорбцию. Для выполнения были поставлены следующие задачи: синтез образцов оксида графена с различной степенью очистки; изучение сорбционных свойств различных образцов оксида графена; установление механизмов и закономерностей сорбции Sr(II) и Cs(I); изучение влияния присутствия конкурирующих катионов в растворе на сорбцию; исследование возможных методов обращения с оксидом графена после сорбции.

Для синтеза оксида графена был использован модифицированный метод Хамера [1], в котором происходит окисление графита в среде  $\text{H}_2\text{SO}_4$  и  $\text{H}_3\text{PO}_4$  перманганатом калия ( $\text{KMnO}_4$ ). После этого была проведена промывка оксида графена, в процессе которой отбирались образцы с различной степенью очистки. Было проведено три серии синтеза ОГ. В первой серии (IGO) синтез проводился без контроля температуры, для разделения фаз при промывке использовалась декантация, на первом этапе промывки добавлялся  $\text{H}_2\text{O}_2$ . Во второй серии (IIIGO) синтез проводился без контроля температуры, для разделения фаз использовалось центрифугирование. В третьей серии (IIIIGO) синтез проводился при постоянном нагреве на  $50 \text{ }^\circ\text{C}$ , для разделения фаз использовалось центрифугирование.

Полученные образцы были охарактеризованы методами рентгеновской фотоэлектронной спектроскопии (РФЭС) и рентгенофазового анализа (РФА). РФЭС показала наибольшее наличие примесей  $\text{SO}_4^{2-}$  и  $\text{PO}_4^{3-}$  анионов в образцах, полученных после промывки водой и в образцах серии IGO, по сравнению с остальными. Наибольшее количество кислородсодержащих функциональных групп на поверхности оксида графена было обнаружено в образцах, полученных после промывки водой,  $\text{HCl}$  и еще раз водой.

Были проведены эксперименты по сорбции Am(III) на поверхности полученных образцов оксида графена в присутствии конкурирующих катионов. Было установлено, что наивысшую величину сорбции показали образцы, промытые водой и соляной кислотой, разделение фаз у которых проводилось с помощью центрифугирования, что согласуется с результатами РФЭС.

При изучении зависимостей сорбции Cs(I) и Sr(II) от значений pH и ионной силы, были выяснены механизмы сорбции. Сорбция стронция при высоких значениях pH ( $>5$ ) не имеет зависимости от ионной силы. Это позволяет сделать вывод о том, что преимущественный механизм сорбции Sr(II) при pH $>5$  – образование внутрисферных комплексов. При низких

значениях pH (<5) сорбция стронция имеет сильную зависимость от ионной силы, следовательно, преимущественный механизм взаимодействия в данных условиях – ионный обмен. Для цезия наблюдается слабая зависимость сорбции от pH на широком диапазоне значений и сильная зависимость от ионной силы, что говорит о том, что механизм взаимодействия – ионный обмен.

Было выяснено, что присутствие конкурирующих катионов (Ca и Mg) оказывают значительное влияние на значения сорбции  $\text{Sr}^{2+}$ . Наибольшее влияние оказывает катион  $\text{Ca}^{2+}$ , т.к. он близок по химическим свойствам к катиону  $\text{Sr}^{2+}$  и имеет больший радиус, чем катион  $\text{Mg}^{2+}$ . Присутствие конкурирующих катионов (K и Na) оказывают одинаковое влияние на сорбцию  $\text{Cs}^+$ .

По изотерме сорбции Sr была определена максимальная сорбционная емкость по отношению Sr. Она составила 792 мкмоль/г. Измерена емкость катионного обмена оксида графена для катионов  $\text{K}^+$ ,  $\text{Na}^+$ ,  $\text{Cs}^+$ . Для всех катионов она оказалась примерно равной 1,3 ммоль/г.

Для обращения с ОГ после сорбции радионуклида было предложено два варианта. Первый заключается в отжиге образца с сорбатом на поверхности для минимизации образующихся отходов. Отжиг оксида графена, сорбировавшего Eu(III) проводился при температурах 70 °C, 250 °C, 500 °C и 900 °C на 10 ч. Для Sr(II) были выбраны следующие режимы: 90 °C на 10 ч, 250 °C на 10 ч, 500 °C на 10 ч и 900 °C на 10 ч. Для Cs(I) были выбраны следующие режимы: 90 °C на 10 ч, 250 °C на 10 ч, 400 °C на 5 ч и 400 °C на 10 ч. Полученные образцы были охарактеризованы с помощью РФА. Во время отжига при разных температурах менялся цвет твердой фазы с черного на белый и происходило уменьшение объема. В итоге удалось максимально избавиться от углерода и перевести сорбат в форму соли. Для Eu(III) была получена фаза  $\text{Eu}_2\text{O}_2\text{SO}_4$ , для Sr(II) получена фаза  $\text{Sr}_3\text{Al}_2\text{O}_6$  и для Cs(I) получена фаза CsCl.

Второй вариант обращения с ОГ после сорбции радионуклида заключается в выщелачивании радионуклида. Для этого в суспензии оксида графена, сорбировавшего радионуклид, понижалось значение pH с 3,5 до 1,0, при этом наблюдался высокий процент выщелачивания и быстрая кинетика.

*Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (грант №14-13-01279).*

Список литературы:

1. Dreyer D.R., Park S., Bielawski Ch.W., Ruoff R.S. The chemistry of graphene oxide. // The Royal Society of Chemistry. 2010. 39, 228-240.

## **РАЗРАБОТКА НОВОГО МЕТОДА ИММОБИЛИЗАЦИИ СРЕДНЕАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В КАЛИЙ-МАГНИЙ-ФОСФАТНУЮ МАТРИЦУ**

*С.А. Куликова, С.Е. Винокуров, Ю.М. Куляко, Б.Ф. Мясоедов*

ФГБУН Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН, г. Москва, sve297659@yandex.ru

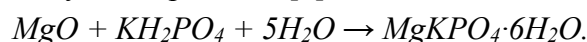
Интенсивное развитие атомной энергетики России и других стран мира невозможно без решения проблемы обращения с радиоактивными отходами (РАО), которые образуются в результате деятельности предприятий отрасли и представляют серьезную экологическую опасность. В настоящее время перед длительным контролируемым хранением и/или захоронением РАО рекомендуется переводить в отвержденные формы, обеспечивающие максимальную радиоэкологическую безопасность для окружающей среды.

В связи с расширяющейся номенклатурой РАО, прежде всего содержащих долгоживущие высокотоксичные актиниды, необходима разработка новых эффективных технологий кондиционирования РАО, обращение с которыми стандартными методами (цементирование или остекловывание) может быть неэффективно или иногда невозможно. В ряду таких отходов можно выделить среднеактивные отходы (САО) с высоким содержанием альфа-

излучающих нуклидов и нитрата аммония, которые не могут быть включены в цементный компаунд, а также коррозионно-активных компонентов – ионов железа и сульфатов, которые негативно влияют на свойства алюмофосфатных стекол, вызывая фазовое разделение ликвационного типа.

Целью работы была разработка нового эффективного метода иммобилизации САО, содержащих альфа-излучающие нуклиды с удельной активностью до  $10^8$  Бк/л, 300 г/л азотной кислоты, 150 г/л серной кислоты, 250 г/л нитрата аммония и 64,8 г/л нитрата железа (III), в калий-магний-фосфатную матрицу (МКФ).

Нейтрализацию имитатора САО проводили при подаче под слой раствора NaOH (концентрация 15М) до кислотности раствора на уровне  $pH \sim 2$ , что не приводило к выделению из раствора аммиака и протеканию реакции гидролиза железа. Солесодержание в нейтрализованном имитаторе САО – 980 г/л. Отверждение полученного раствора проводили при комнатной температуре после добавления в нейтрализованный раствор-имитатор САО реагентов  $KH_2PO_4$  и MgO согласно следующей реакции [1]:



Для синтеза матрицы использовали активированный порошок  $KH_2PO_4$ , размер частиц в интервале 0,07-0,16 мм; предварительно прокаленный при 1300 °С в течение 3 ч порошок MgO. В качестве замедлителя скорости реакции (1) использовали порошок  $H_3BO_3$  в количестве 1-1,5 масс. %. В имитатор САО с целью связывания цезия дополнительно вносили нитрат никеля и ферроцианид калия для получения малорастворимого ферроцианида никеля-цезия в количестве 1 % от расчетной массы образцов матриц. Все использованные реагенты имели химическую чистоту не ниже уровня «ХЧ».

Синтезированы гомогенные образцы МКФ матриц с иммобилизованным раствором-имитатором САО, с плотностью 1,7-1,9 г/см<sup>3</sup>.

Фазовый состав образцов МКФ матриц изучали методом рентгеновской дифракции (РД) на рентгеновском дифрактометре Ultima-IV, Rigaku. Гидролитическую устойчивость синтезированных компаундов к выщелачиванию структурообразующих элементов и радионуклидов САО ( $^{137}Cs$ ,  $^{90}Sr$ ,  $^{239}Pu$  и  $^{241}Am$ ) определяли согласно ГОСТ Р 52126-2003 [2]. Растворы после выщелачивания (выщелаты) подкисляли до  $pH \sim 2$ , чтобы избежать гидролиза железа и возможной сорбции катионов элементов на стенках контейнеров. Определение содержания структурообразующих и примесных компонентов матрицы в выщелатах проводили методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно связанной плазмой (спектрометр iCAP-6500 Thermo Scientific); радионуклидов - радиометрическим методом ( $^{137}Cs$  – методом гамма-спектроскопии на спектрометре Canberra с детектором из высокочистого германия;  $^{90}Sr$  – на установке УМФ 2000;  $^{239}Pu$  и  $^{241}Am$  - на альфа-спектрометре Alpha Analyst, Canberra).

В результате установлено, что при иммобилизации высокосолевого нейтрализованного гидроксидом натрия до  $pH=2$  раствора-имитатора САО происходит частичное замещение ионов калия в матрице  $MgKPO_4 \cdot 6H_2O$  ионами аммония, что приводит к образованию фазы, очевидно, состава  $Mg(NH_4)_xK_{1-x}PO_4 \cdot 6H_2O$ , параметры кристаллической решетки которой в большей степени соответствуют природному минералу струвит  $MgNH_4PO_4 \cdot 6H_2O$ .

Определена высокая гидролитическая устойчивость синтезированных МКФ матриц с иммобилизованным раствором-имитатором САО согласно ГОСТ Р 52126-2003 [2]. Дифференциальная скорость выщелачивания на 28 сутки контакта МКФ матриц с водой составляет: для Cs-137 и Sr-90 –  $2,0 \cdot 10^{-4}$  и  $5,5 \cdot 10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сутки), соответственно, что значительно ниже допустимого предела НП-019-15 [3] для цементных компаундов – не более  $1 \cdot 10^{-3}$  г/(см<sup>2</sup>·сутки); для Pu-239 и Am-241 –  $2,1 \cdot 10^{-6}$  и  $1,8 \cdot 10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сутки), соответственно, что приближается к требованиям НП-019-15 [3] к стеклоподобным компаундам для Pu-239 – не более  $1 \cdot 10^{-7}$  г/(см<sup>2</sup>·сутки).

Таким образом, разработанный метод иммобилизации САО в МКФ матрицы, обладающие высокой химической устойчивостью, а также низкой скоростью выщелачивания радионуклидов, в том числе и наиболее опасных долгоживущих изотопов актинидов, обеспечит надежную и безопасную изоляцию РАО от окружающей среды.

*Работа выполнена при поддержке Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом».*

Список литературы:

1. Винокуров С.Е., Куляко Ю.М., Слюнчев О.М. и др. Магний-калий-фосфатные матрицы для иммобилизации жидких высокоактивных отходов // Радиохимия. 2009. Т. 51. №1. С. 56-62.
2. ГОСТ Р 52126-2003. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отвержденных высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. -М.: Госстандарт России, 2003.
3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности, НП-019-15, Ростехнадзор, 2015.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ПОТЕНЦИАЛА СВЯЗЫВАНИЯ РАДИОЦЕЗИЯ И СЕЛЕКТИВНОСТИ СОРБЦИИ ЦЕЗИЯ ПРИРОДНЫМИ И МОДИФИЦИРОВАННЫМИ ФЕРРОЦИАНИДАМИ ГЛАУКОНИТОМ И КЛИНОПТИЛОЛИТОМ**

*И.О. Куляева, А.В. Воронина*

УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина, г. Екатеринбург, kio\_kms7003@mail.ru

В качестве сорбентов для радионуклидов используют органические или неорганические сорбенты, искусственные или природного происхождения. При разработке новых сорбционных материалов для очистки радиоактивно-загрязненных вод (природные воды, почвенные растворы, технологические растворы с повышенным солевым фоном) важное значение имеет исследование селективности сорбентов. В качестве сорбентов интерес представляют химически модифицированные природные алюмосиликаты.

В работе были исследованы емкость селективной сорбции цезия, потенциал связывания радиоцезия и селективность сорбции цезия природными и модифицированными ферроцианидами алюмосиликатами (глауконит и клиноптилолит). Потенциал связывания радиоцезия  $RIP(M)$ , ммоль/кг определяли как произведение коэффициента распределения следовых количеств  $K_d(^{137}Cs)$ , мл/г на концентрацию  $K^+$ , ммоль/мл:

$$RIP (M) = K_d(^{137}Cs)[K^+].$$

Результаты исследования потенциала связывания радиоцезия природными и модифицированными ферроцианидом никеля-калия алюмосиликатами приведены в табл. 1.

**Таблица 1. Параметры селективной сорбции  $^{137}Cs$  природными и модифицированными алюмосиликатами**

Сорбент	RIP, ммоль/кг	
	за 1 день	за 1 неделю
Природный глауконит	$1,6 \cdot 10^3$	$8,6 \cdot 10^3$
НКФ-глауконит	$3,8 \cdot 10^3$	$6,1 \cdot 10^5$
Природный клиноптилолит	$8,8 \cdot 10^2$	$2,1 \cdot 10^3$
НКФ-клиноптилолит	$3,4 \cdot 10^3$	$5,0 \cdot 10^6$

Очевидно, что значения  $RIP(K)$ , полученные для модифицированных ферроцианидами алюмосиликатов при времени контакта 7 дней, в 100-1000 раз превышают аналогичный показатель для природных глауконита и клиноптилолита.

Так как в очищаемых растворах может изменяться концентрация макрокомпонентов, оказывающих конкурентное влияние на сорбцию цезия, то селективность сорбции цезия исследовали в присутствии катионов  $Na^+$  и  $Ca^{2+}$ . В табл. 2 представлены коэффициенты распределения цезия природными и модифицированными алюмосиликатами в различных концентрационных диапазонах  $CaCl_2$  в растворе, в табл. 3 – растворах  $NaCl$ .

Для природного глауконита в присутствии  $Ca^{2+}$  характерен более высокий коэффициент распределения, чем полученный из водопроводной воды. Такого эффекта не наблюдается для модифицированного глауконита. Для него на диапазоне концентраций от  $10^{-4}$  до  $10^{-3}M$  характерно уменьшение коэффициента распределения за счет пептизации в слабосолевых растворах.

**Таблица 2. Коэффициенты распределения ( $lg K_d$ , мл/г) цезия в растворе  $CaCl_2$**

Сорбент	Концентрация $CaCl_2$ , M						
	$10^{-4}$	$10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-3}$	$10^{-2}$	0,1	0,5	1
Природный глауконит	$5,2 \pm 0,3$						уменьшение до $4,1 \pm 0,1$
НКФ-глауконит	увеличение до $4,8 \pm 0,6$		$4,8 \pm 0,6$			уменьшение до $4,6 \pm 0,1$	
Природный клиноптилолит	уменьшение от $5,3 \pm 0,1$ до $3,8 \pm 0,3$						
НКФ-клиноптилолит	$5,6 \pm 0,1$					уменьшение до $5,4 \pm 0,1$	

На диапазоне концентраций кальция от  $10^{-3}$  до  $10^{-1} M$  коэффициенты распределения цезия природным глауконитом и НКФ-глауконитом в присутствии кальция сопоставимы в пределах погрешности. В области высоких концентраций кальция более эффективен модифицированный глауконит. У природного клиноптилолита происходит снижение коэффициента распределения на всем интервале концентраций кальция. Коэффициенты распределения  $^{137}Cs$  для НКФ-клиноптилолита в растворах  $CaCl_2$  являются максимально достигаемыми и превышают аналогичные показатели, полученные из водопроводной воды.

**Таблица 3. Коэффициенты распределения ( $lg K_d$ , мл/г) цезия в растворе  $NaCl$**

Сорбент	Концентрация $NaCl$ , M							
	$10^{-4}$	$10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-3}$	$10^{-2}$	$5 \cdot 10^{-2}$	0,1	1	2
Природный глауконит	$4,0 \pm 0,5$					уменьшается до $3,58 \pm 0,01$		
НКФ-глауконит	$3,4 \pm 1,1$					увеличивается до $4,6 \pm 1,1$		
Природный клиноптилолит	$3,8 \pm 1,0$				уменьшается до $2,7 \pm 0,2$			
НКФ-клиноптилолит	$4,5 \pm 0,2$							
Тонкослойный НКФ-клиноптилолит	$4,5 \pm 0,4$							

Для природного глауконита характерно уменьшение коэффициента распределения цезия на диапазоне концентраций от 0,1 до 2 М в присутствии  $\text{Na}^+$ , а для НКФ-глауконита на этом же диапазоне концентраций происходит увеличение коэффициента распределения. Наибольшей селективностью в присутствии натрия обладают НКФ-клиноптилолит: коэффициент разделения  $K_{\text{разд}} (\text{Cs}/\text{Na})$  составил 250.

Таким образом значения FES и RIP, интервалы селективности сорбции в присутствии катионов  $\text{Na}^+$  и  $\text{Ca}^{2+}$ , установленные для модифицированных ферроцианидами глауконита и клиноптилолита показывают, что сорбенты обладают высокой селективностью к цезию, будут эффективно извлекать цезий из почвенных растворов, а также слабосолевых и высокосолевых растворов.

## **ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ФРАКЦИОННОГО СОСТАВА, ТЕРМОДЕСТРУКЦИИ, ВОЗДЕЙСТВИЯ ВОДЯНОГО ПАРА НА СОРБЦИОННЫЕ СВОЙСТВА МИНЕРАЛЬНОЙ ЧАСТИ ГОРЮЧИХ СЛАНЦЕВ, С ЦЕЛЮ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДЛЯ ОЧИСТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

*А.Н. Кургузова, В.С. Лабко, А.М. Зарубо, Л.В. Шемет*

ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, г. Минск, kurguzova.a@list.ru

В связи со строительством в Республике Беларусь атомной электростанции особую актуальность приобретает проблема обращения с радиоактивными отходами (РАО). Основной вклад в удельную активность жидких радиоактивных отходов вносят долгоживущие радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{60}\text{Co}$ . В последнее время для переработки ЖРО все большее применение находят неорганические сорбенты, обладающие селективностью к некоторым радионуклидам и высокой химической и радиационной устойчивостью [1].

Целью данной работы являлось исследование сорбционных свойства минеральной части горючих сланцев Туровского месторождения (Гомельская область, Беларусь).

Эксперименты проводились на образцах горючих сланцев разного фракционного состава, в том числе, подвергшихся термической модификации при различных условиях, в присутствии водяного пара:

– сорбент №1 – сланцы до обработки, фракция 1-3 мм, площадь поверхности 14,91 м<sup>2</sup>/г;

– сорбент №2 – сланцы до обработки, фракция 0,2-0,4 мм, площадь поверхности 23,15 м<sup>2</sup>/г;

– сорбент №3 – сланцы до обработки, фракция 0,4-1,0 мм, площадь поверхности 0,25 м<sup>2</sup>/г;

– сорбент №4 – сланцы со средней степенью термодеструкции, фракция 1-3 мм, площадь поверхности 8,25 м<sup>2</sup>/г;

– сорбент №5 – сланцы, обработанные острым водяным паром при температуре 450-500 °С, фракция 1-3 мм, площадь поверхности 16,31 м<sup>2</sup>/г;

– сорбент №6 – сланцы, обработанные под давлением с термодеструкцией при 950 °С, фракция 1-3 мм, площадь поверхности 4,85 м<sup>2</sup>/г.

Для практической оценки сорбционных свойств исследуемых образцов использовали коэффициент распределения ( $K_p$ ) и величину сорбции ( $S$ , %). Исследование сорбции проводилось из нейтральных водных растворов, содержащих радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{85}\text{Sr}$ . Полученные значения представлены на рис. 1.



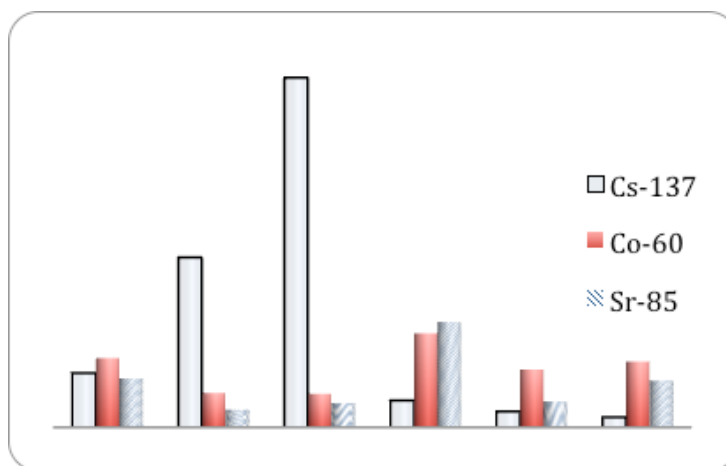


Рис. 1. Соотношение значений коэффициентов распределения  $K_p$  радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и  $^{85}\text{Sr}$  для образцов горючих сланцев ( $V/m=1000$ )

В результате проведенных исследований были получены следующие результаты:

1. Наилучшими сорбционными свойствами по отношению к радионуклиду  $^{137}\text{Cs}$  проявляют образцы сланцев до обработки, фракция 0,4-1,0 мм ( $K_p \approx 10^4$ ;  $S = 92,8 \%$ );
2. По отношению к радионуклидам  $^{60}\text{Co}$  и  $^{85}\text{Sr}$  наибольшее значение коэффициента распределения наблюдается при сорбции на сорбентах со средней степенью термодеструкции ( $K_p \approx 10^3$ ;  $S \approx 78 \%$ ).

На основании полученных данных можно говорить о сравнительно высокой эффективности природных сорбентов на основе горючих сланцев для извлечения радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и  $^{85}\text{Sr}$  из растворов, имитирующих жидкие радиоактивные отходы.

Список литературы:

1. Мясоедова Г.В. Сорбционные материалы для извлечения радионуклидов из водных сред / Мясоедова Г.В., Никашина В.А. // Российский химический журнал. 2006. Т. L. №5. С. 55-63.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ СОРБЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ НА $\alpha\text{-FeOОН}$

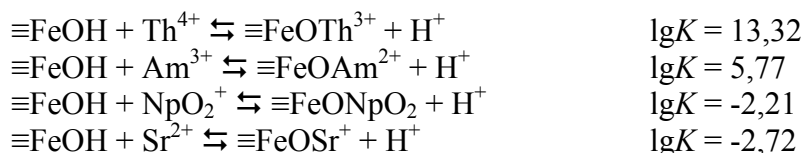
А.И. Ларина, Ю.М. Неволин, А.Ю. Романчук

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, fenix446@mail.ru

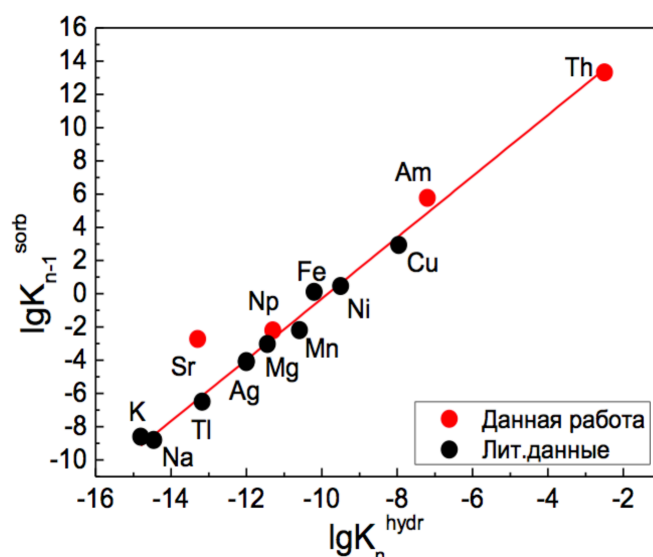
Сорбция – один из основных процессов, определяющих подвижность радионуклидов в окружающей среде. Оксиды/гидроксиды железа являются одними из основных минералов, присутствующих в окружающей среде. Также они могут образовываться в результате коррозии стальных контейнеров в условиях хранилищ радиоактивных отходов. При этом оксиды/гидроксиды железа обладают высокой сорбционной способностью, в результате чего они могут оказывать значительное влияние на миграционное поведение радионуклидов в окружающей среде. Поэтому целью данной работы является определение закономерностей сорбции радионуклидов на частицах гетита  $\alpha\text{-FeOОН}$ .

Были проведены эксперименты по установлению зависимости сорбции от pH для радионуклидов Th(IV), Am(III), Np(V), Sr(II). Эксперименты проводили в пластиковых флаконах в растворах 0,1 М NaClO<sub>4</sub> при температуре 25 °С. Для разделения фаз было использовано центрифугирование, определение концентрации радионуклида в растворе проводили путем измерения радиоактивности с помощью жидкостно-сцинтилляционного спектрометра.

Данные, полученные в результате эксперимента, были использованы для расчета констант равновесия сорбции радионуклидов на гетите и для моделирования процессов сорбции. Были рассчитаны константы равновесия следующих реакций:



С использованием литературных и рассчитанных в эксперименте констант равновесия сорбции катионов на гетите и констант гидролиза катионов было построено линейное соотношение свободных энергий (ЛССЭ) (рис. 1). Подобные ЛССЭ во-первых, показывают надежность полученных констант и во-вторых, позволяют рассчитать константы, которые не были получены экспериментальным путем либо получение которых затруднено.



**Рис.1. Линейное соотношение свободных энергий между реакциями гидролиза катиона и сорбции на поверхности гетита**

Уравнение имеет вид  $\lg K_{n-1}^{\text{сорб}} = 1,8 \cdot \lg K_n^{\text{гидр}} + 18,1$ ,  $R^2 = 0,99$ .

В ходе эксперимента было исследовано влияние ионной раствора на сорбцию Am(III) на гетите. Показано, что высокая ионная сила раствора (1,67M NaNO<sub>3</sub> и 2,5M NaNO<sub>3</sub>) практически не повлияла на сорбцию радионуклида.

*Работа выполнена при поддержке гранта РФФ (№16-13-00049).*

## РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ПЕРСОНАЛА И ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАБОТ С РЕНИЕМ-188

Р.Н. Мануйлов<sup>1</sup>, О.Е. Захарова<sup>2</sup>, В.В. Крылов<sup>3</sup>, Т.Ю. Кочетова<sup>3</sup>

<sup>1</sup>АО «Фарм-Синтез», г. Москва, rmanuylov@pharm-sintez.ru

<sup>2</sup>АО «ВНИИХТ», г. Москва, zaharovaoe@vniiht.ru

<sup>3</sup>МРНЦ им. А.Ф. Цыба - филиал ФГБУ «НМИРЦ» Минздрава России, г. Москва, krylov.mrrc@mail.ru

В нашей стране с каждым годом увеличивается количество онкологических больных. По официальным данным насчитывается уже около 2,8 миллиона онкологических больных. Самым распространенным осложнением онкологического заболевания являются метастазы в кости. Эффективным методом лечения больных множественными метастазами в кости является системная радионуклидная терапия (РНТ) с применением остеотропных радиофармпрепаратов (РФП). Долгие годы в радионуклидной терапии метастазов в скелете применялись 2 изотопа стронций-89 и самарий-153. На сегодняшний день АО «Фарм-Синтез» завершила клинические исследования оригинального радиофармацевтического препарата для терапии метастазов в скелете. Изотопом, на базе которого создан данный препарат, является рений-188.

В докладе приведен анализ и оценка доз облучения, получаемых персоналом при проведении работ по получению РФП на основе рения-188. Приведен анализ образующихся при получении РФП радиоактивных отходов и определено времени выдержки, при котором удельная активность РАО снизится до допустимых для удаления РАО значений.

На основе методики по получению радиофармпрепарата и паспортных данных генератора рения рассчитано допустимое количество элюата на рабочем месте.

По результатам проведенных измерений мощности дозы  $\gamma$ -излучения на руках и в области грудной клетки персонала, определена годовая эквивалентная доза, получаемая персоналом.

По оценке объемов и удельной активности, образующихся при получении РФП радиоактивных отходов проведен расчет времени выдержки жидких и твердых РАО без учета и с учетом примесей вольфрама-188.

Исходя из полученных результатов, разработаны Рекомендации для снижения дозовых нагрузок на персонал, проводящий работы по получению РФП, и описаны мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала.

## ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИЕ ИЗОТОПНЫЕ ЭФФЕКТЫ ТРИТИЯ В РАСТВОРАХ УГЛЕВОДОВ

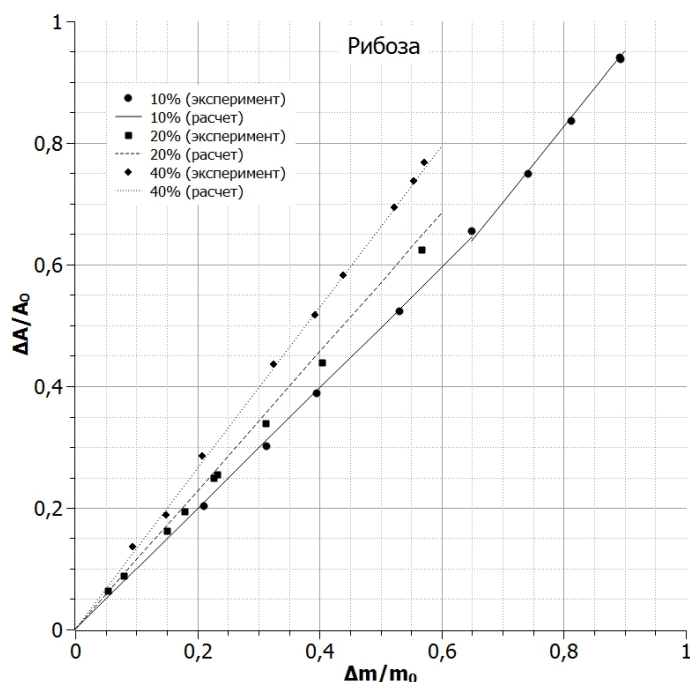
*А.О. Мариянац, О.С. Горшкова, И.А. Шестаков, А.Б. Сазонов*

РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, absazonov@mail.ru

Тритий является тяжелым изотопом водорода, нестабильным относительно  $\beta^-$ -распада. Как показывают исследования [1], при попадании в организм в виде тритиевой воды (НТО) тритий включается в биологические молекулы в результате обменных и ферментативных реакций, в результате чего период его полувыведения из организма увеличивается. Накопление органически связанного трития (ОСТ) может приводить к серьезным повреждениям клеточных структур, в том числе и генетического материала. При оценке локальных доз от ОСТ очень часто возникают неопределенности, так как константы изотопного равновесия трития между водой и органическими веществами, входящими в состав клетки, неизвестны или определены недостаточно точно.

В настоящей работе исследовалось равновесное распределение трития между водой и некоторыми моносахаридами в растворах. В эксперименте использовались следующие вещества: D-(+)-глюкоза, D-фруктоза, D-(-)-рибоза и 2-дезоксид-рибоза. К растворам углеводов с различной концентрацией добавляли НТО активностью  $\sim 1$  кБк/г. Растворы расфасовывали по полиэтиленовым виалам и высушивали в эксикаторе над  $\text{CaCl}_2$  при  $20^\circ\text{C}$ . Потерю массы определяли на аналитических весах. Измерение активности проводили на жидкостно-сцинтилляционном спектрометре SL-300 (*Hidex*).

Экспериментальные данные представлялись как зависимость относительной потери активности ( $\delta A = \Delta A / A_0$ ) от относительной потери массы ( $\delta m = \Delta m / m_0$ ). Данные зависимости представляют собой прямые (рис. 1), при этом при малой начальной концентрации углевода в растворе прямая претерпевает излом. Наличие излома объясняется тем, что на начальном этапе сушки происходит испарение свободной воды, а после достижения определенной концентрации углевода – испарение воды связанной, т. е. непосредственно взаимодействующей с молекулами растворенного вещества.



**Рис. 1. Зависимость относительной потери активности от потери массы для рибозы. Точки – экспериментальные данные, линии – расчет**

Коэффициенты распределения трития между свободной и связанной водой ( $K_1$ ) и между свободной водой и углеводом ( $K_2$ ) находили из соотношений, получаемых при решении системы уравнений изотопного равновесия и материального баланса. Результаты, полученные путем минимизации среднего квадрата отклонения расчетных величин  $\delta A$  от экспериментальных, представлены в табл. 1. На рис. 1 сплошными линиями показаны зависимости  $\delta A$  от  $\delta m$ , рассчитанные с использованием данных коэффициентов. Переход от коэффициентов распределения к константам равновесия  $K$  реакций изотопного обмена  $\text{RON} + \text{НТО} \leftrightarrow \text{ROT} + \text{H}_2\text{O}$  позволяет заключить, что в растворах всех исследованных углеводов имеет место концентрирование трития в органическом веществе с константой равновесия  $K \sim 2\text{-}3$  (табл. 1).

**Таблица 1. Экспериментальные и теоретически рассчитанные константы изотопного обмена (293 К)**

Углевод	$K_1$	$K_2$	$K$ (эксп.)	$K$ (AM1)	$K$ (PM3)
Глюкоза ( $\alpha / \beta$ )	1,192	0,458	1,832	3,34 / 3,30	2,59 / 3,15
Фруктоза	1,183	0,638	2,552	3,20	3,09
Рибоза	1,254	0,648	3,216	3,35	3,21
Дезоксирибоза	1,208	0,476	1,983	3,26	3,06

Теоретические значения констант равновесия реакций изотопного обмена были получены квантово-статистическим методом [2] при моделировании силового поля полуэмпирическими квантово-химическими методами AM1 и PM3. Структуры  $\beta$ -пираноз, доминирующие в растворе при комнатной температуре, были приняты для всех углеводов (в случае глюкозы расчет проводили и для  $\alpha$ -пиранозы). Рассчитанные величины констант равновесия (усредненные по всем обменным позициям в молекуле углевода) представлены в табл. 1. Видно, что оба квантовохимических метода дают близкие значения констант равновесия, которые, в свою очередь, разумно согласуются с экспериментальными. Таким образом, результаты настоящей работы говорят о том, что попавший в организм тритий концентрируется, в частности, в молекулах углеводов.

## Список литературы:

1. F. Baumgärtner, W. Donhaerl. Non-exchangeable organically bound tritium (OBT): its real nature, *Anal Bioanal Chem*, 2004, 379: 204–209.
2. Андреев Б.М., Зельвенский Я.Д., Кательников С.Г. Тяжелые изотопы водорода в ядерной технике. М.: ИздАт. 2000, 344 с.

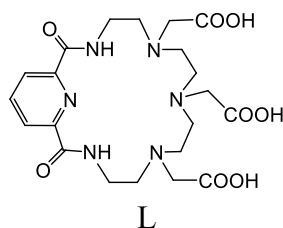
**КОМПЛЕКСООБРАЗОВАНИЕ ЕВРОПИЯ АЗАКРАУН-ЛИГАНДОМ***Е.В. Матазова*

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, ek.matazova@yandex.ru

Перспективными радиофармпрепаратами являются системы с пептидами, обеспечивающими доставку к раковым клеткам. Одна из их составляющих – хелатор, связывающий радиоактивный ион в координационный комплекс. Используемые в настоящее время хелаторы (DOTA, DTPA) образуют комплексы с катионами высокой термодинамической устойчивости, но оказываются кинетически неустойчивыми в среде организма (DTPA), либо медленно связывают катион (DOTA). В данной работе рассмотрено комплексообразование нового азакраун-соединения, структурно схожего с DOTA, но демонстрирующего более быстрое образование комплекса (в течение первых секунд).

В диагностических и терапевтических целях могут быть использованы радионуклиды многих РЗЭ. Они мало отличаются по химическим, в том числе координационным свойствам. В нашей работе использовался  $^{152}\text{Eu}$ , поскольку его удобно использовать на стадии изучения физико-химических характеристик комплекса. Впоследствии его можно будет заменить на более подходящий РЗЭ. Важнейшим аспектом при исследовании комплексов металл-лиганд (ML), а также конъюгатов с пептидами является не только изучение их стабильности, но и отслеживание радиохимической чистоты. Для этого традиционно используют метод тонкослойной хроматографии (ТСХ). Также для медицинских целей важно проводить очистку комплекса от свободного радиоактивного металла, что чаще всего осуществляется методом высокоэффективной жидкостной хроматографии (ВЭЖХ).

Таким образом, целями данной работы были расчет константы образования комплекса  $\text{EuL}$ , оценка его стабильности в разных средах с помощью ТСХ и разработка методик очистки комплекса  $\text{EuL}$  от несвязанного с лигандом металла.



Методом конкурентного связывания катиона с использованием радиоактивной метки  $^{152}\text{Eu}$  были рассчитаны кажущиеся константы комплексообразования (при pH 6,5). Для этого образцы помещали на твердый сорбент, который сорбировал  $\text{Eu}^{3+}$ , в то время как комплекс  $\text{EuL}$  оставался в растворе. Полученные значения для двух твердых сорбентов:  $\lg K^{\text{app}}(\text{EuL}) = 10,1 \pm 0,3$  для целлюлозы и  $\lg K^{\text{app}}(\text{EuL}) = 9,5 \pm 0,3$  силикагеля соответственно. Помимо определения константы комплексообразования с помощью полученных данных был определен состав комплекса  $\text{EuL}$  – 1:1. Значения констант комплексообразования говорят о том, что комплекс устойчив в водной среде и целесообразно изучить его устойчивость в изотоническом растворе (водном растворе 0,9 % хлорида натрия) и в сыворотке. При помещении  $\text{EuL}$  в среду изотонического раствора с другой ионной силой и фоновым электролитом, устойчивость комплекса может снижаться. В 0,9 % NaCl значение константы, полученное методом конку-

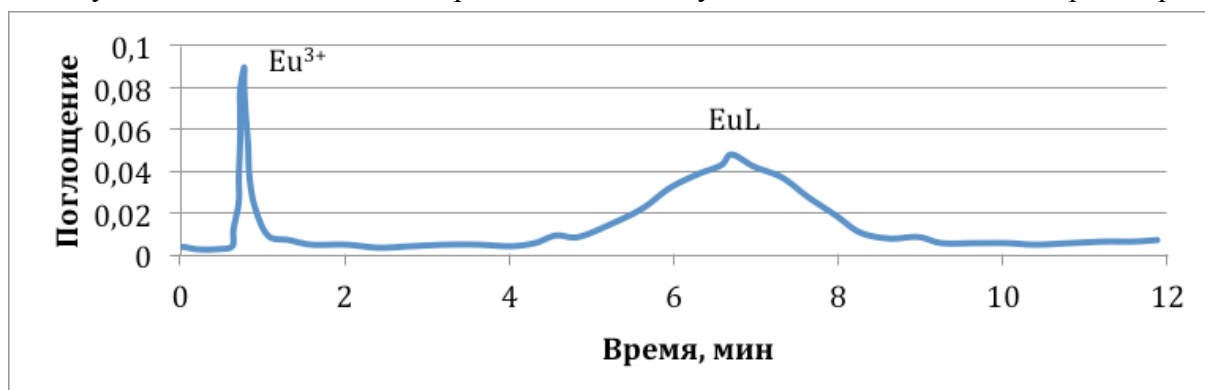
рентного связывания катиона,  $\lg K'_{\text{экс}} = 8,9 \pm 0,3$ , что подтверждается расчетами в рамках модели ион-ионных взаимодействий Бренстеда-Гуггенхайма-Скэтчарда ( $\lg K'_{\text{расч}} = 9,0 \pm 0,3$ ).

Для оценки устойчивости комплекса в изотоническом растворе и сыворотке были рассмотрены различные элюенты для ТСХ; в качестве неподвижной фазы использовали пластины с силикагелем. Часть элюентов, известных из литературы, не подошла для нашей системы. Остальные были опробованы с известными хелаторами и конъюгатами с пептидами (табл. 1).

**Таблица 1. Результаты ТСХ**

Система	Цитратный буфер (pH=5,2)	CH <sub>3</sub> CN:H <sub>2</sub> O:NH <sub>4</sub> OH (1:1:2) (или CH <sub>3</sub> OH:NH <sub>4</sub> OH:H <sub>2</sub> O (1:2:1))	Py:H <sub>2</sub> O:C <sub>2</sub> H <sub>5</sub> OH (1:4:2)	MeOH:10 % NaOAc (50:50)
Конъюгат с пептидом	R <sub>f</sub> = 0	R <sub>f</sub> = 1,0	R <sub>f</sub> = 0,5-0,6	R <sub>f</sub> = 0,5
Комплекс металл-лиганд	R <sub>f</sub> = 0,6-0,9	R <sub>f</sub> = 0-0,4	R <sub>f</sub> = 0,7-1,0	R <sub>f</sub> = 0,6-1,0
Свободный металл	R <sub>f</sub> = 0,6-0,9	R <sub>f</sub> = 0	R <sub>f</sub> = 0	R <sub>f</sub> = 0

Было выявлено, что для систем с пептидами наиболее показательны элюенты: цитратный буфер (pH=5,2) и CH<sub>3</sub>CN:H<sub>2</sub>O:NH<sub>4</sub>OH (1:1:2) (или CH<sub>3</sub>OH:NH<sub>4</sub>OH:H<sub>2</sub>O (1:2:1)), а для низкомолекулярных комплексов ML – Py:H<sub>2</sub>O:C<sub>2</sub>H<sub>5</sub>OH (1:4:2). Была проведена оценка устойчивости комплекса EuL в бычьей сыворотке и изотоническом растворе. По результатам ТСХ не наблюдается заметного перехелатирования металла сывороточными белками в течение 3-х суток. В течение этого же времени комплекс устойчив в изотоническом растворе.



**Рис. 1. Хроматографический профиль системы Eu-EuL**

Вследствие недостаточно высокой константы комплексообразования, было важно разработать методику разделения свободного Eu и EuL. Разделение осуществляли с помощью ВЭЖХ с градиентным режимом элюирования, в качестве подвижной фазы использовали смесь воды (A) и метанола (B): 0-6 мин. 0,9-0,1 (A), 6-8,5 мин. 0,55 (A), 8,5-9,5 мин. 0,55-0,1 (A), 9,5-11 мин. 0,1-0,9 (A); скорость потока: 1 мл/мин. Анализ фракций с помощью гамма-спектро스코пии показал, что свободный Eu выходит в течение первой минуты, а EuL – с 5 до 9 мин (рис. 1).

## ЭКСТРАКЦИЯ Am(III), Cm(III) И ЛАНТАНОИДОВ ПРОИЗВОДНЫМИ ПИРИДИН-ДИКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ И 1,10-ФЕНАНТРОЛИНДИКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ

П.И. Матвеев

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, petr.i.matveev@gmail.com

Разделение америция, кюрия и лантаноидов важная и сложная технологическая задача в фракционировании ВАО, образующихся после переработки ОЯТ. Катионы этих элементов имеет одинаковый заряд (+3) и очень близкие химические свойства. Наиболее эффективным промышленным способом для решения этой задачи является жидкость-жидкостная экстракция.

В данной работе была исследована экстракция Am(III), Cm(III) и лантаноидов двумя типами экстрагентов – производными 1,10-фенантралиндикарбонической кислоты (R = бутил, 2-этилгексил, парагексилфенил) и производными пиридин-дикарбонической кислоты (R1 и R2 = этил, R1 = этил, R2 = гексил, R1 и R2 = гексил) (рис. 1). В качестве растворителей были использованы октанол, додеканол, смесь декана и октанола, толуол, метанитробензотрифторид и нитробензол. Радионуклиды  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$  и  $^{152}\text{Eu}$  были использованы в качестве меток. Радиоактивность кюрия измерялся с помощью жидкосцинтиляционного счета, америция и европия – гамма-спектрометрии. Анализ нерадиоактивных лантаноидов производился с помощью атомной эмиссионной спектроскопии с индуктивно связанной плазмой.

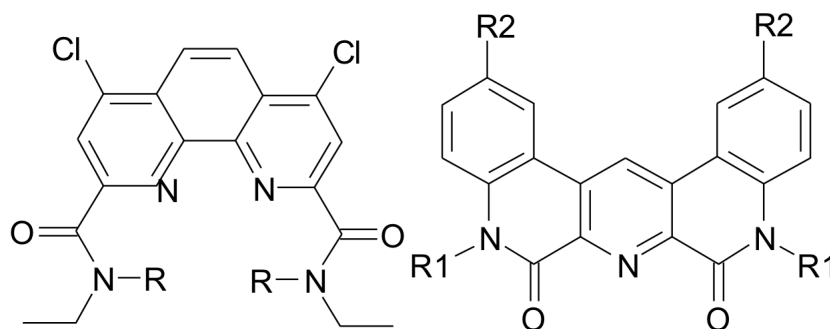


Рис. 1. Структурные формулы исследованных лигандов

Были установлены зависимости коэффициентов распределения Am(III), Cm(III) и лантаноидов и разделения пар Am/Cm и Am/Ln от концентрации азотной кислоты. Также были проведены эксперименты с введением в водную фазу тетраэтилдигликольдиамида (ТЕДГА). Этот водорастворимый лиганд имеет склонность к связыванию жестких катионов. За счет этого, при использовании экстрагента, связывающего преимущественно америций происходит увеличение коэффициентов разделения Am/Ln и Am/Cm. Эффективность экстракции уменьшается с увеличением концентрации ТЕДГА в водной фазе, коэффициенты разделения имеет нелинейную зависимость, проходя через максимум, значение которого в два раза больше, чем в случае отсутствия ТЕДГА в водном растворе. Исходя из полученных значений коэффициентов разделения и распределения оптимальное содержание ТЕДГА составляет 5-10 мМ.

**ПЕРСПЕКТИВНЫЕ КЕРАМИЧЕСКИЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ КОНСОЛИДАЦИИ Cs, Sr+Ba, Ln, А ТАКЖЕ ТРАНСМУТАЦИИ/КОНСОЛИДАЦИИ МИНОР-АКТИНИДОВ**

*Д.А. Михайлов<sup>1</sup>, Н.В. Маланина<sup>1</sup>, А.И. Орлова<sup>1</sup>, М.С. Болдин<sup>1</sup>, Н.В. Сахаров<sup>1</sup>, О.А. Белкин<sup>1</sup>,  
А.В. Нохрин<sup>1</sup>, В.А. Скуратов<sup>2</sup>*

<sup>1</sup>ННГУ им. Н.И. Лобачевского и НИФТИ ННГУ, г. Нижний Новгород, dmitry.mikhailo@mail.ru

<sup>2</sup>Объединенный институт ядерных исследований, г. Дубна, skuratov@jinr.ru

В момент запуска первого ядерного реактора под руководством Э. Ферми в 1942 году перед человечеством, помимо огромных перспектив, возникла также одна из самых серьезных проблем – задача безопасного, бережного и экологичного обращения с отходами ЯТЦ (РАО).

Количество РАО, накопленное за годы работы ядерной программы в России (СССР), оценивается в 2,2-2,4 млрд Ки (более 600 млн. куб. метров), в мире – более 5,5 млрд Ки (объемы отходов неизвестны) [1]. На данный момент в мире действует 446 ядерных установки энергетического, исследовательского и экспериментального характера, а также промышленные реакторы-размножители [2]. С каждым циклом выгрузки энергоблоков количество нарабатанных РАО неизменно растет.

Используемые технологии консолидирования фракционированных РАО основаны на остекловывании переведенных в жидкую форму отходов или их цементировании в металлическом контейнере с последующим захоронением в подземном хранилище. Данные концепции позволяют решить ряд принципиальных вопросов: возможность совместной переработки и безопасного хранения разных по агрегатному состоянию и изотопному составу РАО; безопасность хранения вследствие применения нескольких «барьеров защиты» на всех этапах процесса; большая пропускная способность предприятий по переработке; отлаженность технологии; минимизация влияния «ядерного тепла» на сохранность контейнера с РАО. Однако существует и ряд неоспоримых недостатков обеих технологий: многократное увеличение объема РАО в процессе консолидации; ограниченность химического и изотопного состава РАО, которые могут быть утилизированы в рамках одного процесса; загрязнение большого количества воды и использование опасных химических веществ; термодинамическая и фазовая неустойчивость матрицы и др.

В качестве направления работы по решению проблемы безопасного обращения с фракционированными РАО авторы предлагают включение опасных нуклидов совместно и по отдельности в состав устойчивой минералоподобной матрицы (различного состава/строения) с последующим захоронением.

Целями данного исследования являлись кристаллохимическое моделирование, получение и изучение свойств порошков и керамических материалов на основе сложных оксидов и солевых силикатов, фосфатов, вольфраматов со структурами минералов флюорита, поллуцита, тридимита, NZP, лангбейнита и др., а также изучение фазовой, термической, гидrolитической и радиационной устойчивости. Химические композиции на примере катионов имитаторов подбирались для целей консолидации компонентов РАО (Cs, Sr+Ba, Ln), а так же трансмутации/консолидации минор-актинилов (имитация путем включения Sm, Yb).

Для получения поликристаллических образцов использовали твердофазный метод синтеза и золь-гель технологию, консолидацию керамик проводили методом Spark Plasma Sintering, установка DR. SINTER Model SPS-625 производства «SPS SYNTEX, INC.», Япония.

Фазовый состав образцов в интервале 153-1173 К определяли методом рентгенофазового анализа (дифрактометр Shimadzu LabX XRD-6000). Параметры микроструктуры определяли с помощью растрового электронного микроскопа (СЭМ Jeol JSM-6495). Физические свойства керамических образцов (относительная плотность, микротвердость, трещино-



стойкость) определяли на автоматизированном микротвердометре (Struers Duramin-5, Agilent Technologies).

Для керамических образцов (полученная относительная плотность составила 95,0-99,9 %) определены пределы термической, гидrolитической и радиационной устойчивости.

Гидролитические испытания керамических образцов в статическом и динамическом режимах показали, что исследуемые фосфаты, вольфраматы и силикаты стабильны в воде, минимальные скорости выщелачивания  $R_{\min}$  цезия составили порядка  $3,2 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), стронция и бария –  $7 \cdot 10^{-5}$  г/(см<sup>2</sup>·сут), лантаноидов Sm и Yb – менее  $1,0 \cdot 10^{-7}$  г/(см<sup>2</sup>·сут). Анализ РФА, выполненный после исследований, показал, что керамики сохранили исходный фазовый состав. Пробы после выщелачивания анализировали с помощью атомно-абсорбционного спектрофотометра (Shimadzu AA-6300 GFA-EX7i) с пределом обнаружения менее  $1 \cdot 10^{-7}$  г/л.

Керамики подвергли облучению тяжелыми многозарядными ионами (ТМЗИ) Хе<sup>+26</sup> при флюенсах  $5 \cdot 10^{10}$ - $3 \cdot 10^{13}$  ион/(см<sup>2</sup>·сек). Критический флюенс для исследованных образцов с различными структурами составил от  $7 \cdot 10^{12}$  до  $3 \cdot 10^{13}$  ион/(см<sup>2</sup>·сек). Рассчитанные значения  $d_{\text{ра}}$  для максимальной стадии аморфизации составили 0,03-0,05.

*Работа выполнена при финансовой поддержке Российского Научного Фонда: грант РФФ, Проект 16-13-10464 «Перспективные керамические материалы с улучшенными и регулируемыми служебными характеристиками: разработка, синтез, изучение», 2016-2018 гг.*

#### Список литературы:

1. Лаверов Н.П., Величкин В.И., Омеляненко Б.И., Юдинцев С.В., Петров В.А., Бычков А.В. // Изменение окружающей среды и климата: природные и связанные с ними техногенные катастрофы. Т.5: Изоляция отработавших ядерных материалов: геолого-геохимические основы. -М.: ИГЕМ РАН; ИФЗ РАН, 2008. 280 с.: ил.

2. <https://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByCountry.aspx>.

### КЕРАМИКИ НА ОСНОВЕ ФОСФАТОВ NdPO<sub>4</sub> И Y<sub>0.95</sub>Gd<sub>0.05</sub>PO<sub>4</sub>, ПОЛУЧЕННЫЕ МЕТОДОМ SPS. ИЗУЧЕНИЕ ГИДРОЛИТИЧЕСКОЙ И РАДИАЦИОННОЙ УСТОЙЧИВОСТИ

*Е.А. Потанина<sup>1</sup>, Д.А. Михайлов<sup>1</sup>, А.И. Орлова<sup>1</sup>, М.С. Болдин<sup>2</sup>, О.А. Белкин<sup>2</sup>, Н.С. Сахаров<sup>2</sup>, А.В. Нохрин<sup>2</sup>, В.А. Скуратов<sup>3</sup>*

<sup>1</sup>ННГУ им. Н.И. Лобачевского, г. Нижний Новгород, [ekaterina.potанина@list.ru](mailto:ekaterina.potанина@list.ru)

<sup>2</sup>ННГУ им. Н.И. Лобачевского и НИФТИ ННГУ, г. Нижний Новгород, [boldin@nifti.unn.ru](mailto:boldin@nifti.unn.ru)

<sup>3</sup>Объединенный институт ядерных исследований, г. Дубна, [skuratov@jinr.ru](mailto:skuratov@jinr.ru)

Минералоподобные соединения изучаются как возможные матрицы для консолидации радиоактивных отходов. Такие соединения часто обладают широким изоморфизмом как в катионной, так и анионных частях структуры. Некоторые матрицы позволяют избирательно включать определенные элементы в свой состав. Известны работы по получению керамик на основе минералоподобных соединений [1, 2].

В настоящей работе изучили фосфаты NdPO<sub>4</sub> со структурой монацита и Y<sub>0.95</sub>Gd<sub>0.05</sub>PO<sub>4</sub> со структурой ксенотима. Порошковые образцы получили золь-гель методом, используя нитраты лантаноидов и фосфорную кислоту. Из порошков методом Spark Plasma Sintering (SPS) на установке «DR. SINTER model SPS-625 Spark Plasma Sintering System» (SPS SYNTEX INC. Ltd., Япония) получили керамические образцы. Порошки и керамики исследовали методом рентгенофазового анализа на порошковом дифрактометре Shimadzu LabX XRD-6000. Плотность керамических образцов определяли методом гидростатического взвешивания в дистиллированной воде.

Полученные порошковые образцы имели ожидаемые кристаллические структуры монацита и ксенотима и сохранили свой фазовый состав после спекания.

Относительная плотность керамик составила  $\sim 99,9\%$ , время спекания 3-5 мин, конечные температуры спекания были 1200-1300 °С, стадия изотермической выдержки отсутствовала.

Гидролитические испытания керамических образцов в статическом и динамическом режимах показали, что исследуемые фосфаты стабильны в воде, минимальные скорости выщелачивания лантаноидов Nd и Gd  $R_{\min}$  составили порядка  $1 \cdot 10^{-7}$  г/(см<sup>2</sup>·сут). Анализ РФА, выполненный после исследований, показал, что керамики сохранили исходный фазовый состав.

Керамики подвергли облучению тяжелыми многозарядными ионами (ТМЗИ) Хе<sup>+26</sup> при флюенсах  $1 \cdot 10^{12}$ ,  $3 \cdot 10^{12}$ ,  $7 \cdot 10^{12}$ ,  $1 \cdot 10^{13}$ ,  $3 \cdot 10^{13}$  ион/(см<sup>2</sup>·сек). Согласно данным РФА, при максимальном флюенсе  $3 \cdot 10^{13}$  ион/(см<sup>2</sup>·сек) для исследуемых керамик полная аморфизация не зафиксирована. Рассчитанные критические флюенсы для исследуемых объектов исследования имели значения:  $(2,7 \pm 0,1) \cdot 10^{14}$  ион/см<sup>2</sup> для NdPO<sub>4</sub> и  $(9,2 \pm 0,1) \cdot 10^{14}$  ион/см<sup>2</sup> для Y<sub>0,95</sub>Gd<sub>0,05</sub>PO<sub>4</sub>.

На следующем этапе изучили переход метамиктной фазы в кристаллическую при нагревании. Изотермическую выдержку проводили последовательно при 200, 300, 400, 500, 600 и 700 °С в течение 3-х часов на каждой стадии. Восстановление исходных фаз наблюдали уже после нагревания при 200 °С. После 500 °С дифракционные пики достигали максимума интенсивности и при дальнейшем нагревании не возрастали.

На основе полученных данных можно заключить, что метод SPS позволяет получить высокоплотные керамики – предполагаемые матрицы для компонентов РАО, за короткие времена, что перспективно с экологической точки зрения. При этом, исследованные материалы оценены как устойчивые в воде и под действием радиации в изучаемых условиях. Это дает возможность рекомендовать объекты и технологию для применения в радиохимической промышленности.

#### Список литературы:

1. Picot V., Deschanel X., Peugeot S., Glorieux B., Seydoux-Guillaume A.M. // Gold and Helium irradiation effects in Monazite LaPO<sub>4</sub> // ATALANTE, Montpellier, France, May 19-22, 2008. P. 4-11.
2. Li WANG, Tongxiang LIANG // Ceramics for high level radioactive waste solidification // Journal of Advanced Ceramics. 2012. 1(3). P. 194-203.

### РАЗРАБОТКА ЯДЕРНО-ХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА МЕЧЕННЫХ ТРИТИЕМ БИОМАРКЕРОВ ДИАЗИНИЕВОЙ СТРУКТУРЫ

Н.Е. Щепина<sup>1,3</sup>, В.В. Аврорин<sup>2</sup>, М.Ф. Моисеева<sup>3</sup>, Г.А. Бадун<sup>4</sup>, С.Ю. Баландина<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Естественнонаучный институт Пермского государственного национального исследовательского университета, г. Пермь, [neshchepina@mail.ru](mailto:neshchepina@mail.ru)

<sup>2</sup>Санкт-Петербургский государственный университет, г. Санкт-Петербург, [VVAvrorin@yandex.ru](mailto:VVAvrorin@yandex.ru)

<sup>3</sup>Пермский государственный национальный исследовательский университет, г. Пермь, [moiseevamf@gmail.com](mailto:moiseevamf@gmail.com); [balandin3@yandex.ru](mailto:balandin3@yandex.ru)

<sup>4</sup>МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, [badunga@yandex.ru](mailto:badunga@yandex.ru)

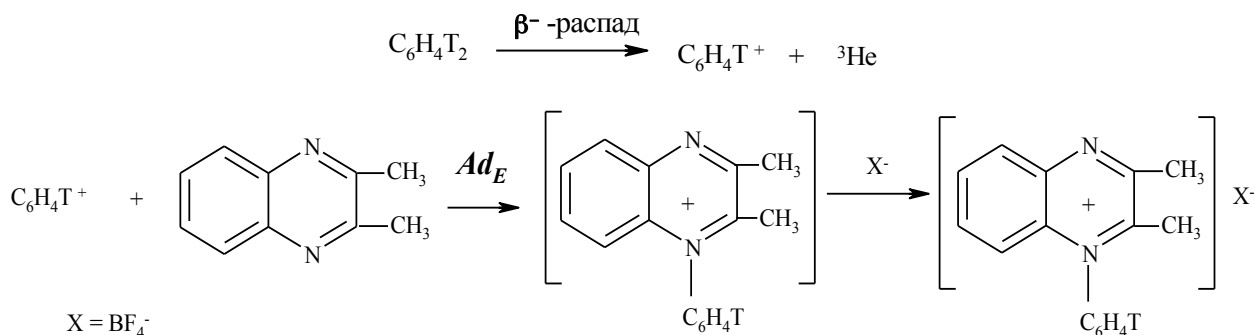
1,4-Диазины и конденсированные системы, содержащие пиразинный цикл, являются важнейшим типом гетероциклических соединений, обладающими высокой биологической активностью. Пиразинный цикл встречается как в природных веществах, так и в большом числе синтетических лекарственных препаратов. Большое значение имеют конденсированные гетероциклы, такие как фолиевая кислота, рибофлавин, тетрагидробиоптерин и ксанто-

птерин, играющие важную роль во многих процессах жизнедеятельности. Различные производные бензопиразинов, то есть хиноксалинов, являются важными антибактериальными лекарственными препаратами – диксин, диоксидин, диоксипласт, хиндиокс, хиноксидин, сульфацинаксалин и т.д. 1,4-Диазины обладают широким спектром биологической и фармакологической активности, включая не только антибактериальную, но и противоопухолевую и противовирусную, в том числе в отношении вируса иммунодефицита человека. Интерес к 1,4-диазину сохраняется крайне высоким также и в последние годы. Это связано, главным образом, с тем, что пиразиновая система и ее производные являются фрагментами многих биологически важных соединений и медицинских препаратов, с поиском эффективных противораковых средств с хиноксалиновой основой.

В настоящее время прогресс в области биохимии, молекулярной биологии и генетики, а также практической медицины во многом определяется возможностью широкого использования радиоактивных биологических маркеров. Применение меченых, а особенно это касается меченых тритием соединений, позволяет проводить детальные и высокочувствительные исследования механизмов химических и биохимических процессов в живых организмах, установление путей метаболизма природных и синтетических лекарственных препаратов.

В связи с этим, одной из важных задач представляется поиск новых, нетрадиционных путей получения производных диазинов, и синтез ранее неизвестных соединений пиразинового ряда. А также, разработка простых методов получения меченных тритием радиоактивных маркеров для изучения биохимических процессов.

Целью данной работы являлась разработка ядерно-химического синтеза меченных тритием биомаркеров диазиновой структуры по следующей схеме:

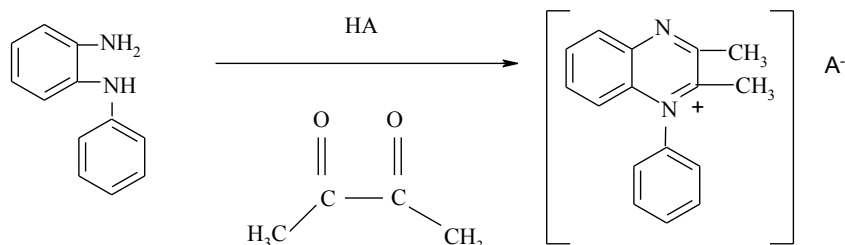


Реакционные нуклеогенные (т.е. полученные при процессах радиоактивного распада) фенол-катионы генерируются в результате  $\beta$ -распада трития в составе *n*-дитритийбензола. При взаимодействии сильных электрофильных частиц – свободных нуклеогенных фенол-катионов с неподеленной электронной парой атома азота диазина происходит образование *N*-фенильных четвертичных диазиновых производных (реакция *Ad<sub>E</sub>*).

Для проведения ядерно-химического синтеза необходимо осуществление следующих стадий: а) синтез меченного тритием бензола – источника свободных нуклеогенных фенол-катионов; б) получение субстратов – нуклеофилов, используемых в исследуемых ион-молекулярных реакциях; в) осуществление ион-молекулярных взаимодействий фенол-катионов с исследуемыми субстратами; г) для идентификации крайне малых количеств радиоактивных веществ необходимо проведение также синтеза неактивных носителей и свидетелей – органических соединений; д) разработка методов выделения и идентификации немеченых и меченых продуктов ион-молекулярных реакций; е) измерение активности меченых продуктов и определение относительных выходов синтезированных соединений.

Для применения синтезированных соединений в качестве тритиевых биомаркеров необходимо предварительно провести биологический скрининг на полученных неактивных веществах. Определить область использования и наиболее перспективное производное для более детального изучения.

К сожалению, синтез производных *N*-фенил-2,3-диметилхиноксалиния представляет определенные синтетические трудности, поскольку реакция прямого фенилирования атома азота отсутствует. Для получения неактивных солей *N*-фенил-2,3-диметилхиноксалиния нами была разработана видоизмененная реакция циклизации на основе *o*-аминодифениламина по схеме:



В связи с отсутствием коммерчески доступного *o*-аминодифениламина было осуществлено получение последнего из *o*-нитродифениламина. Поскольку синтезированная соль – борфторид *N*-фенил-2,3-диметилхиноксалиния не была получена ранее и не описана в литературе, то была проведена идентификация нового соединения (элементный состав, хромато-масс спектрометрия, ВЭЖХ).

Проведенные исследования противомикробных свойств (грамотрицательные и грамположительные бактерии) солей *N*-фенил-2,3-диметилхиноксалиния выявили существенный бактерицидный эффект в отношении тест-штамма золотистого стафилококка (*St. aureus*).

*Работа выполнена при финансовой поддержке Минобрнауки РФ (задание 2014/153, N 88, базовая часть).*

## ПРОТОЧНАЯ МУЛЬТИСЕНСОРНАЯ ПОТЕНЦИОМЕТРИЧЕСКАЯ ЯЧЕЙКА ДЛЯ ИОННОГО АНАЛИЗА

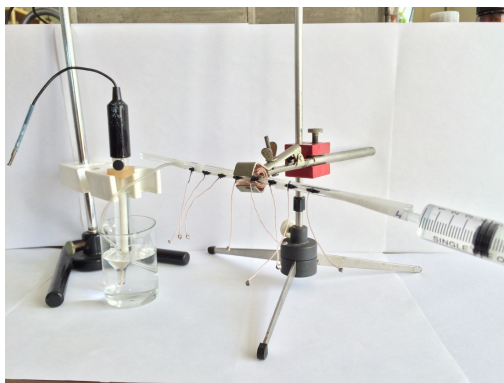
*И.С. Муратова, К.Н. Михельсон*

Санкт-Петербургский государственный университет, г. Санкт-Петербург, muro4ka15@mail.ru

Широкие возможности применения, небольшой расход исследуемого вещества, а также простота процесса измерения ставят ионоселективные электроды (ИСЭ) в центр внимания. Они активно применяются в клиническом анализе, в том числе в составе автоматических клинических анализаторов, в контроле технологических процессов, в анализе объектов окружающей среды, в агрохимии, в анализе сельскохозяйственной продукции, а также в качестве вспомогательного средства в исследованиях по химии (в частности, радиохимии), физиологии, медицине, биологии, геологии и многих других областях. С их помощью определяют очень большое число веществ, в том числе простые неорганические ионы, аминокислоты и сложные органические соединения.

Здесь мы описываем новую проточную мультисенсорную потенциометрическую ячейку для ионного анализа (рис. 1). Ячейка представляет из себя отрезок полимерного катетера внешним диаметром 2,5 мм, в стенках которого были сформированы ионоселективные (сенсорные) зоны, допированные ионофорами и отделенные друг от друга изолирующими (недопированными) зонами. Длина ячейки колебалась от 8 до 15 см, а ее объем от 240 до 450 мкл, в зависимости от числа сенсоров.

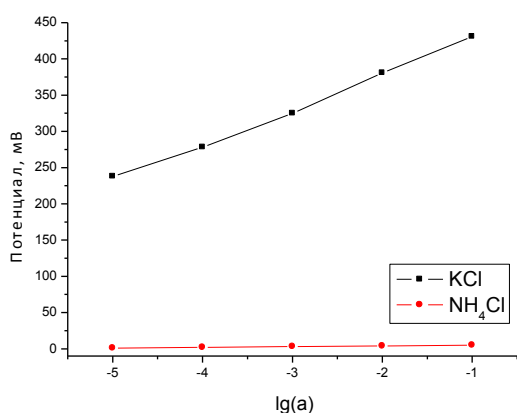
Вместо классической системы внутренний раствор / электрод (например – Ag / AgCl), мы предлагаем твердоконтактный вариант, когда металлическая проволока присоединена непосредственно к внешней поверхности ионоселективной зоны электропроводящим полимерным композитом.



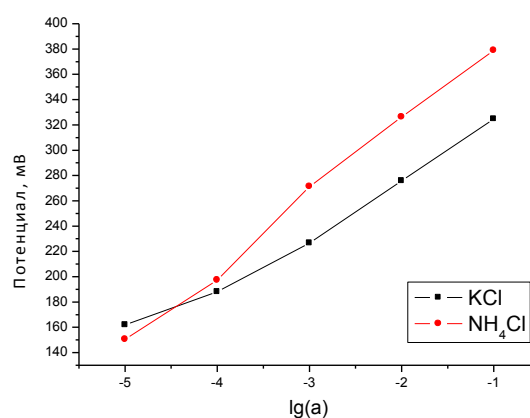
**Рис. 1. Проточная ячейка с 8-ю электродами и выносным ЭС, прикрепленная к стеклянной трубке и зафиксированная в штативе**

Электрод сравнения (ЭС) был либо выносным: насыщенный хлорсеребряный электрод ЭВЛ-1МЗ, помещенный в сосуд со сливом, либо полимерный «твердый» электрод сравнения, сформированный в стенке катетера аналогично ИСЭ. Этот ЭС функционировал на основе постоянства его потенциала по отношению к раствору в катетере за счет межфазного распределения внесенного в состав мембраны ЭС тетрабутилбората тетрабутиламмония (ТВАТБВ) или тетра(п-Сл-фенил)бората тетрадодециламмония (ЕТН 500).

Потенциометрические сенсоры, на основе валиномицина (рис. 2), нонактина (рис. 3), дициклогексил-18-краун-6 в растворах KCl и NH<sub>4</sub>Cl проявили близкий к Нернстовскому отклик ( $S \approx 53-56$  мВ) на ионы K<sup>+</sup> и NH<sub>4</sub><sup>+</sup>, соответственно. Существенно, что измерения э.д.с. относительно полимерных ЭС дали результаты аналогичные полученным с обычным ЭС, подтверждая перспективность таких электродов сравнения.



**Рис. 2. Калибровочные кривые (средние значения) в чистых растворах KCl и NH<sub>4</sub>Cl, полученные для ИСЭ с мембранами, содержащими в качестве ионофора валиномицин**



**Рис. 3. Калибровочные кривые (средние значения) в чистых растворах KCl и NH<sub>4</sub>Cl, полученные для ИСЭ с мембранами, содержащими в качестве ионофора нонактин**

Эти данные указывают на возможность надежного измерения концентрации различных ионов: неорганических, био-активных, а также контроля содержания радионуклидов, с помощью представленной проточной мультисенсорной потенциометрической ячейки. Селективность такая же, как для обычных ион-селективных электродов и определяется формой ионофора, который внесен в соответствующий сенсор.

Работа была выполнена при финансовой поддержке Фонда содействия развитию малых форм предприятий в научно-технической сфере, грант «УМНИК» 7016GU/2015.

## Список литературы:

1. Михельсон К.Н., Муратова И.С. Проточная мультисенсорная потенциометрическая ячейка для анализа малых объемов жидких образцов / Патент РФ №2537094.

**КРИОГЕННАЯ СИСТЕМА И ОСНОВНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ КОМПЛЕКСА КОМБИНИРОВАННЫХ ЗАМЕДЛИТЕЛЕЙ НЕЙТРОНОВ РЕАКТОРА ИБР-2**

*К.А. Мухин, Н.Н. Агапов, А.А. Беляков, А.А. Кустов*

Объединенный институт ядерных исследований, г. Дубна, post@jinr.ru

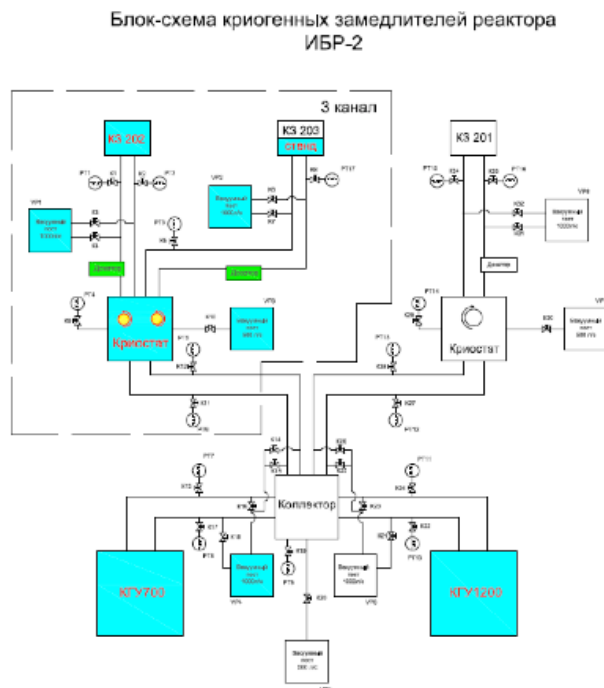
Одним из инструментов при проведении исследований различных веществ является нейтрон. Отличительное свойство нейтрона – его электрическая нейтральность. Эта уникальная способность и определяет основные преимущества использования нейтронов при проведении исследований веществ в конденсированном состоянии, экспериментов с ядерной физикой и радиационных исследованиях. Электрическая нейтральность позволяет увеличить проникающую способность нейтрона по сравнению с рентгеновскими лучами и электронами [1].

**Комбинированный источник нейтронов реактора ИБР-2.** Для получения нейтронов используются различные устройства, такие как реакторы и ускорители на основе реакции «spallation». В Лаборатории нейтронной физики таким источником является исследовательский, импульсный быстрый реактор ИБР-2. Рожденные в реакторе нейтроны имеют энергию 0,4-0,1 МэВ. Такие нейтроны пригодны для проведения исследований по радиационной стойкости материалов. Для проведения структурных исследований необходимо снизить энергию нейтрона. Снижение энергии происходит при столкновении нейтронов с атомами вещества замедлителя, причем рассеивание происходит на легких ядрах гораздо быстрее, чем на тяжелых, что видно из формулы (потеря энергии при одном упругом соударении)  $2A/(A + 1)^2$ , где  $A$  – массовое число ядра – мишени. Потеря энергии на атоме водорода составляет  $1/2$ , что определило водород и водородосодержащие вещества как наиболее востребованные замедлители.

Для получения спектра тепловых нейтронов (0,4-4 Å) можно использовать обычную воду или дейтерий. Для дальнейшего снижения энергии нейтронов используют жидкий водород или его водородные смеси в твердой или жидкой фазе. Температура криогенных замедлителей нейтронов должна находиться в диапазоне от 100К до 10К, что во многом определяет спектр и поток нейтронов, получаемый с поверхности замедлителя [2]. На реакторе ИБР-2 создается комплекс комбинированных замедлителей нейтронов, состоящий из 3-х конструкций окружающих активную зону реактора и имеющих как тепловую область (часть заполнена водой), так и криогенную камеру, заполненную ароматическими углеводородами (мезитиленом) в смеси с м-ксилолом, представляющими собой шарики диаметром 3-4 мм, охлажденные до 30К в камере замедлителя [3]. Такая компоновка позволяет получить широкий спектр нейтронов для экспериментаторов.

**Криогенная система замедлителя.** Криогенная система комплекса замедлителей во многом определяет возможности получения нейтронов определенных энергий. Важную роль играют минимальные флуктуации и стабильность температуры при работе замедлителя. Существенная флуктуация температуры при работе в стационарном режиме может изменить спектр нейтронов, что в последствие не позволит экспериментатору обработать данные и получить объективную картину проведенного эксперимента. Таким образом, основными задачами при разработке криогенной системы комплекса замедлителей были, стабильная работа системы, точность получаемых температур с минимальными флуктуациями, достижение проектных температурных режимов работы, обеспечение различных температурных режимов в каждом из направлений в зависимости от потребностей экспериментаторов.

Основным оборудованием криогенной системы является криогенная гелиевая установка КГУ 700/15, рефрижератор КГУ 1200/10, криогенный коллектор распределения потоков холодного гелия, теплообменники обеспечивающие теплопередачу между первой и второй петлями системы замедлителей, вакуумная система и системы контроля и автоматики. На рис. 1 показана структурная схема комплекса замедлителей нейтронов.



**Рис. 1. Блок-схема комплекса криогенных замедлителей нейтронов реактора ИБР-2**

Для решения задачи распределения потоков гелия к потребителям при разной температуре, создается специальный криогенный коллектор с набором вентилей. Этот коллектор позволит распределить потоки от криогенных машин, таким образом, что каждое из направлений сможет получить необходимую температуру в камере криогенного замедлителя от 10К до 100К. Эти температуры оказались наиболее востребованными среди пользователей ИБР-2, как позволяющие увеличить контрастность картинки на приграничных участках спектра [4]. Такая процедура позволит экспериментатором смещать интенсивность спектра нейтронов в область тепловых или холодных нейтронов, в зависимости от проводимого эксперимента.

#### Список литературы:

1. Ежов В.Ф., Федоров В.В. Для чего нужны нейтроны. // Гатчина 2007, ПИЯФ РАН.
2. Шабалин Е.П. Холодные замедлители нейтронов // Физика элементарных частиц и атомного ядра 2005. Т. 36. Вып. 6.
3. Ananiev V., Belyakov A., Bulavin M., Kulagin E., Kulikov S., Mukhin K., Petukhova T., Sirotin A., Shabalin D., Shabalin E., Shirokov V., Verhoglyadov A. The world's first pelletized cold neutron moderator at a neutron scattering facility // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. В. 320. 2014. P. 70–74.
4. Балагуров А.М., Бескровный А.И., Миронова Г.М., Поле А.В., Симкин В.Г. Дифракционные исследования на реакторе ИБР-2 с использованием холодного источника нейтронов // Сообщение ОИЯИ РЗ-2000-220. Дубна. 2000.

## ЛАБОРАТОРНАЯ УСТАНОВКА ГАЗООЧИСТКИ ДЛЯ ОПЕРАЦИИ РАСТВОРЕНИЯ ОЯТ РБН

*Н.А. Науменко, А.С. Черникова, И.Н. Ненартович, С.А. Ивонин*

ООО «Корпорация по ядерным контейнерам», г. Москва, info@nuclearcask.ru

Реализация концепции замкнутого ядерного топливного цикла предусматривает переработку отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), а именно, проведение операции его термической обработки с последующим растворением в азотной кислоте. При растворении ОЯТ образуется парогазовая фаза сложного состава, содержащая пары воды, азотной кислоты, оксиды азота ( $\text{NO}_x$ ), тритий, йод, рутений, радиоактивные благородные газы, твердые и жидкие аэрозоли, включающие наряду с продуктами деления основные компоненты топливной композиции – уран и плутоний.

Для проверки в «горячих» камерах технологии переработки ОЯТ, разработанной АО «ВНИИНМ», изготовлена и испытана опытная лабораторная установка газоочистки для операции растворения ОЯТ РБН, включающая следующие узлы:

- очистки газового потока от твердых и жидких аэрозолей;
- очистки газового потока от рутения;
- очистки газового потока от йода;
- очистки газового потока от  $\text{NO}_x$ ;
- очистки газового потока от  $\text{N}_2\text{O}$ ;
- очистки газового потока от трития;
- контрольной очистки газового потока от  $\text{NO}_x$ ;
- финишной очистки газового потока от аэрозолей перед сбросом в централизованную систему газоочистки.

Производительность лабораторной установки газоочистки по газовому потоку –  $1 \text{ м}^3/\text{ч}$ . В ходе «холодных» испытаний установки произведена проверка функционирования системы пробоотбора, работы АСУ ТП, герметичности аппаратов всех узлов.

Проведены эксперименты по оценке эффективности работы аппаратов для очистки газового потока от оксидов азота (аппарат безреагентного улавливания насыпным слоем – БРУНС, стекловолоконистые фильтры грубой и тонкой очистки ФСГО и ФАРТОС, аппарат СМОГ – силикагель-мочевинная очистка газов) на модельной системе [1,2].

Эффективность аппарата БРУНС варьировала в интервале 77-95 % при содержании  $\text{NO}_x$  в исходном газовом потоке  $37,92 \text{ г}/\text{м}^3$  и  $69,44 \text{ г}/\text{м}^3$  соответственно. Эффективность узла ФСГО и ФАРТОС варьировала в интервале 71-76 % (содержание  $\text{NO}_x$  в исходном газовом потоке  $2,15 \text{ г}/\text{м}^3$  и  $0,90 \text{ г}/\text{м}^3$  соответственно). Эффективность аппарата СМОГ варьировала в интервале 94-98 % (содержание  $\text{NO}_x$  в исходном газовом потоке  $0,61 \text{ г}/\text{м}^3$  и  $2,15 \text{ г}/\text{м}^3$  соответственно). Общая эффективность установки – 99,9 %.

*Авторы выражают глубокую благодарность д.х.н., главному научному сотруднику АО «ВНИИНМ» им. А.А. Бочвара Устинову О.А. за консультативную помощь в работе.*

### Список литературы:

1. Устинов О.А., Якунин С.А., Погорелко О.Н., Суханов Л.П. Об улавливании оксидов азота пористыми гранулами, пропитанными водным раствором карбамида, и об опыте применения этого процесса // Химическая промышленность сегодня. 2009. Вып. 3. С. 40-43.

2. Устинов О.А., Якунин С.А., Полянский А.И., Балугев В.А. Улавливание оксидов азота аэрозолями воды в условиях их конденсации и пропускания через слой пористых гранул // Ж. прикл. химии. 1999. Т. 72. Вып. 11. С. 1786-1789.



**ИЗУЧЕНИЕ ЭКСТРАКЦИИ ЕВРОПИЯ И МОЛИБДЕНА ИЗ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ КАРБАМОИЛМЕТИЛФОСФИНОКСИДОМ В ВЫСШИХ СПИРТАХ***А.А. Наумов<sup>1</sup>, Н.Д. Голецкий<sup>1</sup>, Б.Я. Зильберман<sup>1</sup>, Б.Ф. Мясоедов<sup>2</sup>*<sup>1</sup>АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург, [naumov@khlopin.ru](mailto:naumov@khlopin.ru)<sup>2</sup>ФГБУН Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН, г. Москва

С повышением выгорания отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) АЭС до 50-70 ГВт·сут/т возрастает количество продуктов деления, в первую очередь РЗЭ. Молибден является одним из основных осадкообразующих ПД, поэтому необходимо учитывать его поведение на различных стадиях переработки ОЯТ, в том числе и при фракционировании долгоживущих радионуклидов, целью которого является извлечение ТПЭ с их очисткой от РЗЭ. Одной из известных технологий фракционирования является TRUEX-процесс (TransUranium Extraction) [1], основанный на использовании в качестве экстрагента карбамоилфосфиноксидов, например, фенил(октил)-N,N-диизобутил-карбамоилфосфин оксид (КМФО). На сегодняшний день является актуальным поиск полярного химически устойчивого разбавителя для этой системы, продукты радиолитического разложения которого не образуют эмульсий в карбонатной среде, предотвращающего выпадение третьей фазы, слабо экстрагирующей азотную кислоту и при этом не содержащего коррозионно-опасных элементов. К таким разбавителям можно отнести алифатические спирты C<sub>5</sub> – C<sub>11</sub>, а также их смеси с предельными углеводородами.

Целью исследования является определение основных закономерностей экстракции Eu и Mo растворами КМФО в предельных насыщенных спиртах C<sub>6</sub> – C<sub>10</sub>.

Изотермы экстракции HNO<sub>3</sub> растворами 0,3М КМФО в высших спиртах в ряду от н-гексанола до н-деканола показывают, что с увеличением длины углеводородного радикала спирта экстракция HNO<sub>3</sub> подавляется в 2-4 раза, в зависимости от C<sub>HNO3</sub>.

На представленной на рис. 1 изотерме экстракции Eu можно наблюдать удовлетворительные коэффициенты распределения Eu без выпадения третьей фазы с образованием соединения Eu с КМФО в мольном отношении 1:3 и переходом к более координационно насыщенному комплексу.

При экстракции Mo в 0,3 М КМФО в ряду от н-гексанола до н-деканола из 3 М HNO<sub>3</sub> коэффициент распределения молибдена (D<sub>Mo</sub>) возрастает от 20,5 до 27,2. При этом при концентрации HNO<sub>3</sub> выше 2 М коэффициенты распределения Mo в системе с деканолом практически совпадают с таковыми для КМФО, растворенного в 30 %-ном ТБФ в смеси с предельными углеводородами.

При разбавлении н-деканола инертным разбавителем Изопаром-М от 10 % до 50 % при концентрации КМФО 0,3 М и концентрации 3 М HNO<sub>3</sub> в водной фазе наблюдается снижение D<sub>Mo</sub> от 40 до 20; при увеличении концентрации спирта выше 50 % существенного изменения в D<sub>Mo</sub> не наблюдается.

При экстракции Mo раствором 0,2 М КМФО в 30 % ТБФ в парафинах [2] угловой коэффициент билогарифмической зависимости изменяется от n=0,5 ниже 2 м HNO<sub>3</sub> до 1,4 выше этой кислотности (рис. 2). По-видимому, до 2 М HNO<sub>3</sub> имеет место образование аддукта Mo с 1 молекулой нитрат-иона, а при более высокой кислотности - с 2-мя молекулами при возможной димеризации Mo в экстракте. В системе со спиртом ниже 2 М HNO<sub>3</sub> угловой коэффициент близок к 2, а выше практически не отличается от такового в системе с 30 % ТБФ.

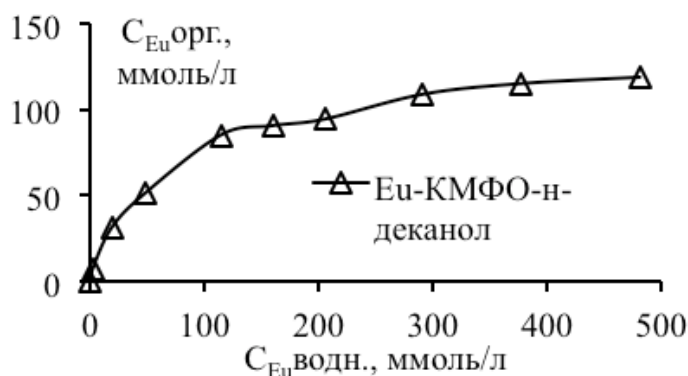


Рис. 1. Изотерма экстракции Eu 0,3М КМФО в n-деканоле из 3М HNO<sub>3</sub>

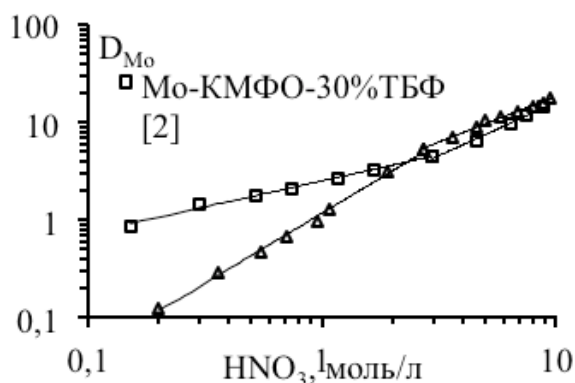


Рис. 2. Влияние  $C_{HNO_3}$  на  $D_{Mo}$  при экстракции Mo 0,2М КМФО в различных экстракционных системах

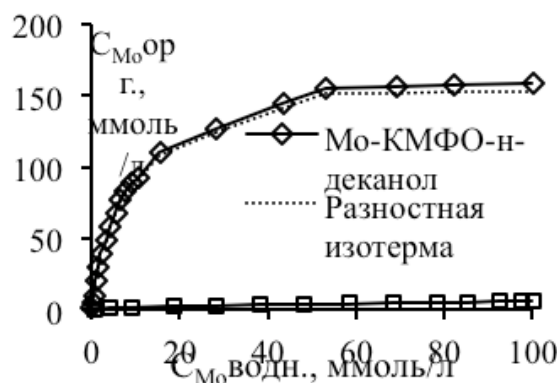


Рис. 3. Изотермы экстракции Mo из 3М HNO<sub>3</sub>: 0,3М КМФО в n-деканоле, чистом n-деканолом и разностная между ними

Изотермы экстракции Mo раствором КМФО в n-деканоле (рис. 3) показывают, что Mo взаимодействует с КМФО в предельном мольном отношении 1 : 2, то есть образуется аддукт Mo с двумя молекулами КМФО. Однако при экстракции низких концентраций (10,4 ммоль/л) Mo в 3 М HNO<sub>3</sub> растворами от 0,1 до 0,4 М КМФО в n-деканоле  $D_{Mo}$  возрастает от 4,7 до 34,2, соответственно, с кажущимся координационным числом 1,4, что указывает на более сложный характер экстракции.

Выявлено подавление экстракции Mo конкурирующим катионом Eu. С ростом  $C_{Eu}$  от 0,01 до 0,12 М в экстракте 0,3 М КМФО при концентрации HNO<sub>3</sub> в водной фазе 3 М  $D_{Mo}$  снижаются от 23,3 до 6,1, соответственно.

Целесообразно продолжение работы для уточнения практической применимости систем КМФО со спиртами для фракционирования ТПЭ и уточнения состава экстрагированных соединений.

Список литературы:

1. Shulz W.W., Horwitz E.P., TRUEX Process and the Management of Liquid TRU Waste // Separat. Sci. and Technol. 1988. V. 23. №12/13. P. 1191-1210.
2. Ткач, P. Paulenova A. Speciation of Molybdenum (VI) In Aqueous and Organic Phases of Selected Extraction System. // Separat. Sci. and Technol. 2008. V. 43. №9/10. P. 2641-2657.

**ОБЪЕМНОЕ ОКИСЛЕНИЕ (ВОЛОКСИДАЦИЯ) НИТРИДА И КАРБИДА УРАНА***Ю.М. Неволин<sup>1</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1</sup>, С.А. Кулюхин<sup>2</sup>*<sup>1</sup>МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, somonka1@gmail.com, stepan@radio.chem.msu.ru<sup>2</sup>ФГБУН Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН, г. Москва, Kulyukhin@ipc.rssi.ru

Использование современного Пурекс-процесса для переработки перспективного топлива быстрых реакторов сопряжено с рядом трудностей. В случае нитридного топлива это связано в первую очередь с образованием труднолокализуемого гемиоксида азота  $N_2O$ , а в случае карбидного топлива - с образованием многоосновных органических кислот, затрудняющих дальнейшую экстракционную переработку растворов. Одним из перспективных направлений модифицирования головных операций Пурекс-процесса является волоксияция (объемное окисление) ОЯТ. Однако данный процесс изучен лишь в применении к оксидному топливу, что делает актуальным изучение поведения нитридного и карбидного топлива при волоксияции.

Из-за высокой пирофорности UN нами были проведены эксперименты по волоксияции нитрида урана в слаборазреженной воздушной атмосфере ( $p=0,1$  атм). Процесс проводили при температуре 400-450 °С в течение 10 мин. В выбранных условиях процесс окисления UN протекал без воспламенения. Как в случае компактных, так и в случае порошкообразных образцов основным продуктом процесса был  $U_3O_8$ , кроме того наблюдалось образование фазы  $UO_2$  (до 30 масс. %). В ряде кратковременных экспериментов (компактные образцы) оставался непрореагировавший UN (до 10 масс. %), однако увеличение времени выдержки до 30 мин приводило к полному окислению UN до  $U_3O_8$  (фаза  $UO_2$  не наблюдалась). Одновременно было изучено влияние паров воды на процесс волоксияции UN. Процесс приводили в паровоздушной атмосфере при температуре 400-450 °С в течение 30 мин, при содержании паров воды от 13 до 40 об. %. Введение паров воды не снижало степень конверсии UN, однако увеличивало содержание  $UO_2$  в продуктах реакции. Увеличение содержания паров воды от 13 до 40 об. % приводило к росту содержания  $UO_2$  в продукте от 70 до 100 масс. % соответственно. В то же время окисление UN в паровоздушном потоке (455 °С, 60 мин, барботаж воздуха через воду) приводило к образованию только лишь  $U_3O_8$ .

Волоксияция UC в аналогичных условиях также приводила к полной конверсии UC в оксидные формы, при этом основным продуктом являлся  $U_3O_8$ , содержание  $UO_2$  не превышало 20 масс. %. Окисление UC в паровоздушной атмосфере (130 °С, 5 ч) приводило к образованию  $UO_2$  без примесей других оксидов урана.

Основываясь на данных о волоксияции оксидного ОЯТ в атмосфере сухого  $NO_2$ , нами был исследован процесс окисления UC и UN в данной окислительной атмосфере. В присутствии  $NO_2$  при температурах ниже 200 °С UN не подвергался какой-либо конверсии. При 295 °С и 400 °С образовывался коричневый продукт, содержащий оксиды урана и высокомолекулярные органические соединения. В случае UC проведение конверсии в атмосфере  $NO_2$  при температуре 150 °С не приводило к изменению образцов UC, при температурах 200 °С на поверхности UC наблюдалось образование желтого продукта, а при температурах 295 °С и 400 °С образовывался коричневый продукт, по составу аналогичный продуктам конверсии UN.

Таким образом, волоксияция UN и UC в разряженной паровоздушной атмосфере позволяет мягко и полно переводить данные соединения в оксидную форму. В то же время использование  $NO_2$  не дает заметных преимуществ перед разряженной паровоздушной атмосферой.

**СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ МЕТОДОВ ОЧИСТКИ Sr-89**

*Р.А. Кузнецов, П.С. Буткалюк, А.С. Корнилов, П.И. Нечаев*

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, oip@niiar.ru

Препарат  $^{89}\text{SrCl}_2$  применяется в ядерной медицине для паллиативной терапии костных метастазов от некоторых видов рака. Одним из способов получения радионуклида  $^{89}\text{Sr}$  является облучение нейтронами карбоната стронция, обогащенного по изотопу  $^{88}\text{Sr}$ .

Проведенные ранее расчетно-экспериментальные исследования показали, что при облучении в 99,9 %  $^{88}\text{Sr}$  в течение 20-25 эффективных суток в высокопоточном реакторе СМ при средней плотности потока тепловых нейтронов  $\sim 1 \cdot 10^{15}$  н/(см<sup>2</sup>·с) что удельная активность  $^{89}\text{Sr}$  составляет 0,4-0,6 Ки/г [1]. При увеличении продолжительности облучения можно получить препараты с большей удельной активностью, но при этом происходит наработка «вредных» радионуклидов  $^{85}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Sr}$ . После окончания облучения проводится радиохимическая переработка облученного материала с целью очистки стронция от образующихся примесей, а так же для его перевода хлорид. Основными примесными радионуклидами в облученном карбонате стронция являются продукты активации оболочек облучательных устройств и примесей в стартовом материале. Целью настоящей работы являлся сравнительный анализ двух методов очистки  $^{89}\text{Sr}$ , а именно экстракционно-хроматографического и осадительного.

Экстракционно-хроматографический метод очистки основан на селективном связывании ионов  $\text{Sr}^{2+}$  в комплекс с 4,4'(5')-ди-третбутилциклогексано-18-краун-6 в азотнокислых растворах. Данный экстрагент, нанесенный на инертную полимерную матрицу, используется в сорбенте Sr spec resin [2]. Из литературных данных известно, что коэффициент распределения стронция достигает максимально значения в области концентраций азотной кислоты 3÷8М и значительно понижается в разбавленных растворах  $\text{HNO}_3$ . При сорбции стронция из 4М  $\text{HNO}_3$  и элюировании дистиллированной водой данный метод дает высокие коэффициенты очистки стронция от любых примесей кроме солей бария и свинца. Наиболее существенным недостатком экстракционно-хроматографического метода является низкая емкость сорбента (10-12 мг/мл), что приводит к низкой производительности данного метода.

Осадительный метод очистки основан на значительном уменьшении растворимости нитрата стронция в азотнокислых растворах при увеличении концентрации  $\text{HNO}_3$ . Растворимость  $\text{Sr}(\text{NO}_3)_2$  в дистиллированной воде при 25 °С составляет 66 г/100 г и снижается до 0,014 г/ 100 г [3] при концентрации азотной кислоты 12М (соответствует составу азеотропной смеси  $\text{HNO}_3\text{-H}_2\text{O}$ ). Растворимость основных примесей в концентрированной азотной кислоте остается достаточной для проведения очистки стронция. Исключения составляют только соли бария и свинца, нитраты которых могут образовывать смешанные кристаллы с нитратом стронция. Для достижения азеотропной концентрации азотной кислоты было предложено использовать упаривание раствора облученного материала в 4М  $\text{HNO}_3$ . При этом происходит медленное повышение концентрации азотной кислоты и образование крупнокристаллического осадка.

В докладе представлены достигнутые коэффициенты очистки стронция от примесей и их зависимость от режима очистки, обсуждаются технологические потери  $^{89}\text{Sr}$  и способы их минимизации.

*Работа выполнена при поддержке Минобрнауки РФ (договор №02.G25.31.0015).*

## Список литературы:

1. Кузнецов Р.А., Тарасов В.А., Романов Е.Г., Буткалюк П.С., Целищев И.В., Козлов Д.В. Определение выходов  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Sr}$  при облучении  $\text{SrCO}_3$  в нейтронной ловушке реактора СМ. Известия Самарского научного центра Российской академии наук. Т. 16. №6. 2014.
2. Chiarizia R., Dietz M.L. A novel strontium selective extraction chromatographic resin. Solvent Extraction and Ion-exchange. 1992. V.10. No.2. P. 313-336.

3. Проценко П.И., Разумовская О., Брыкова Н. Справочник по растворимости нитритных и нитратных солевых систем. -Л: Химия, 1971. 272 с.

## **ПРИМЕНЕНИЕ ПУЛЬСАЦИОННОГО КОЛОННОГО ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ ПОЧВОГРУНТОВ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ РАДИОНУКЛИДАМИ ИЛИ ТЯЖЕЛЫМИ МЕТАЛЛАМИ**

*У.С. Никулина, Н.А. Науменко, А.С. Черникова, В.С. Дьяков*

ООО «Корпорация по ядерным контейнерам», г. Москва, info@nuclearcask.ru

Многолетняя деятельность предприятий целого ряда отраслей промышленности (добыча и переработка минерального сырья, тепловые электростанции, производство черных и цветных металлов, красителей, хлорвинила, щелочей и др.), включая объекты ядерного топливного цикла, вывод их из эксплуатации и демонтаж, техногенные аварии различного характера, а также создание несанкционированных свалок послужили причиной возникновения обширных территорий, почвогрунты (ПГ) которых оказались загрязнены радионуклидами (РН) или тяжелыми металлами, в том числе ртутью. Согласно [1] на территории РФ располагается не менее 10 радиационно-опасных объектов, подлежащих реабилитации. В связи с вышесказанным разработана надежных высокоэффективных методов очистки загрязненных ПГ, которые позволят возвращать их в хозяйственный оборот (в полном объеме или частично), является крайне актуальной задачей.

Разнообразные варианты очистки ПГ, загрязненных РН или ртутью, в основе которых лежат безреагентные, реагентные или комбинированные методы, разработаны как в зарубежных странах (Нидерланды, США, Канада и др.), так и в РФ. Однако высокоэффективной и относительно недорогой технологии до настоящего времени не создано.

Наиболее простым среди разработанных методов представляется метод гидроклассификации радиоактивно загрязненных ПГ, позволяющий концентрировать большую часть РН в мелкодисперсной (глинистой) фракции. Следует отметить, что использование в качестве основного аппарата для фракционирования ПГ пульсационной колонны гидроклассификации с тарельчатой насадкой КРИМЗ [2] обеспечивает большую эффективность очистки по сравнению с традиционным оборудованием. Так, фракционирование в пульсационной колонне позволяет сокращать массу загрязненных ПГ, подлежащих длительному хранению, на 85-90 %, в то время как фракционирование в гидроциклонах, спиральных, винтовых классификаторах – лишь на 55-85 % [3]. Высокая эффективность метода гидроклассификации с применением пульсационного колонного оборудования была продемонстрирована при очистке техногенных ПГ, загрязненных  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  или различными формами ртути [3,4].

По данным ООО «КПОЯК» использование установки гидроклассификации [4] с применением пульсационной колонны (производительностью до 5 т/ч) для очистки ПГ, загрязненных РН, позволит снизить расходы на их длительное хранение (наиболее распространенный способ обращения с загрязненными ПГ в РФ), как минимум, в четыре раза.

*Авторы выражают глубокую благодарность д.х.н., профессору кафедры технологии редких элементов и наноматериалов на их основе РХТУ им. Д.И. Менделеева Чижевской С.В. за консультативную помощь в работе.*

### Список литературы:

1. Реабилитация территорий государств-участников Содружества Независимых Государств, подвергшихся деятельности урановых производств [Электронный ресурс] // Докл. Экономич. совета СНГ. Москва. 27.12.2006. URL: <http://www.lawmix.ru/abrolaw/4065> (дата обращения 10.07.2016).

2. Устройство для очистки: пат. 2108174 Рос. Федерация. №9797108639/02; заявл. 09.06.1997; опубл. 10.04.1998.

3. Никулина У.С., Науменко Н.А., Дьяков В.С., Чижевская С.В., Гладков С.Ю. Очистка почвогрунтов от радионуклидов и ртути с использованием метода гидроклассификации // Сб. научн. трудов XV Межд. научно-практ. конф. «Фундаментальные и прикладные исследования, разработка и применение высоких технологий в промышленности и экономике». Спб.: Изд-во Политехнического ун-та. 2013. Т. 1. С. 205-207.

4. Способ очистки почвогрунта от загрязнений и установка для его осуществления.: пат. 2562806. Рос. Федерация. №2014132935/07; заявл. 11.08.2014; опубл. 10.09.2015.

## ЭКСТРАКЦИОННО-ХРОМАТОГРАФИЧЕСКОЕ ПОВЕДЕНИЕ Ac(III), La(III), Ce(III) И Pa(V)

И.Л. Синенко<sup>1</sup>, В.С. Остапенко<sup>2</sup>

<sup>1</sup>МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, irinas978@gmail.com

<sup>2</sup>ИЯИ РАН, г. Москва г. Троицк, ostapenkochem@gmail.com

В настоящее время экстракционная-хроматография (ЭХ) активно применяется для извлечения радионуклидов из широкого круга проб. Эта методика сочетает в себе селективность жидкость-жидкостной экстракции и простоту колоночной хроматографии, что позволяет получить радионуклиды высокой чистоты, необходимые для ядерной медицины. При выборе сорбентов для разделения продуктов облучения ториевой мишени [1] мы ориентировались на ранее проведенные исследования [2-4], в которых показано, что сорбенты фирмы TrisKem селективны по отношению к трех-, четырех- и пятивалентным катионам: DGA (сорбент на основе N,N,N,N-тетра-н-октилдидециломида), TRU (стационарная фаза – смесь октилфенил-N,N-диизобутилкарбамаилфосфин оксида и трибутилфосфата), LN (содержит ди-2-этилгексилфосфорную кислоту, нанесенную на инертный носитель). Поведение Ac(III), La(III), Ce(III) и Pa(V) на указанных сорбентах описано для небольшого диапазона концентраций азотной кислоты.

Используемые радионуклиды были получены из облученной протонами средних энергий ториевой мишени согласно методике, описанной в [1]. Во флаконы объемом 5 мл были помещены образцы смол массой  $50 \pm 0,5$  мг и метки радионуклидов  $^{225}\text{Ac}$ ,  $^{141}\text{Ce}$ ,  $^{140}\text{La}$  и  $^{230}\text{Pa}$  в растворах азотной кислоты разной концентрации (0,01; 0,05; 0,1; 0,5; 1; 3; 5, 7 и 9 М  $\text{HNO}_3$ ). Объем водной фазы составил 3 мл. Флаконы встряхивали на шейкере в течение трех часов до установления равновесия. Полученную смесь разделяли фильтрованием. Отобранные аликваты водной фазы объемом 1 мл измеряли методом гамма-спектрометрии.

Величина коэффициента удерживания ( $k'$ ) рассчитывалась согласно следующей формуле:

$$k' = \frac{D \cdot V_s}{V_m}$$

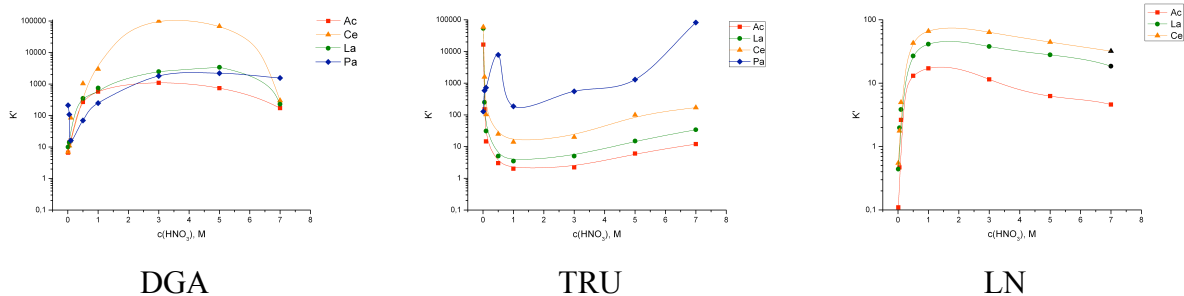


Рис. 1. Коэффициенты удерживания Ac, La, Ce и Pa на сорбентах DGA, TRU, LN

Было показано (рис. 1), что исследуемые радионуклиды удерживаются на DGA resin в диапазоне концентраций 1-9 М азотной кислоты и десорбируются в разбавленных (порядка 0,1 М) растворах азотной кислоты.

На TRU resin разделение Ac(III), La(III), Ce(III) и Pa(V) возможно в диапазоне 3-5 М HNO<sub>3</sub>. Кроме того, Ac(III), La(III), Ce(III) сорбируются в разбавленных (0,01 М), а Pa – в концентрированных (7 М и выше) растворах HNO<sub>3</sub>.

Было показано, что LN resin может быть использован как для предварительного концентрирования (0,01-0,05М HNO<sub>3</sub>), так и для разделения Ac(III) и La(III), Ce(III)(0,1-0,5 М HNO<sub>3</sub>).

#### Список литературы:

1. Aliev R.A., Ermolaev S.V. et al. Isolation of medicine-applicable actinium-225 from thorium targets irradiated by medium-energy protons // Solvent Extraction and Ion Exchange. 32 (5) (2014). P. 468-477.
2. Mendes M., Aupiais J. et al. Determination of weight distribution ratios of Pa(V) and Np(V) with some extraction chromatography resins and AG1-X8 resin // Analytica Chimica Acta. 780 (2013). P. 110-116.
3. Horwitz E.P., Bloomquist C.A. et al. Chemical separation for super-heavy element searches in irradiated uranium targets // Journal of Inorganic Nuclear Chemistry. 37 (1975). P. 425-434.
4. Ali Pourmand, Dauphas N. et al. Distribution coefficients of 60 elements on TODGA resin: Application to Ca, Lu, Hf and Th isotope geochemistry // Talanta. 81 (2010). P. 741-753.

## РАСТВОРЕНИЕ ОКСИДОВ Ce(IV) И Pu(IV) В ФТОРИДНЫХ И КАРБОНАТНО-ФТОРИДНЫХ СРЕДАХ

*С.А. Поляков, А.В. Бояринцев, С.И. Степанов*

РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, stac1993@yandex.ru

При газофторидной технологии (ГФТ) переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), часть плутония, урана, а также продукты деления (ПД) и компоненты захваченной топливом части циркониевой оболочки твэлов в виде нелетучих фторидов концентрируются в огарках фторирования. Кроме того, при переработке ОЯТ в КАРБЭКС-процессе [1], для перевода диоксида плутония в раствор может быть предложена его гетерофазная конверсия в растворах HF с последующим растворением твердых продуктов конверсии (фторидных соединений Pu(IV)) в растворах карбонатов щелочных металлов или аммония.

В случае растворения фторидов Pu(IV) в карбонатном растворе, происходит образование карбонатных и смешанных фторидно-карбонатных соединений Pu(IV). В соответствии с литературными данными [2], диоксид церия может быть рекомендован в качестве имитатора диоксида плутония. Поведение церия(IV) и плутония(IV) в фторидно-карбонатных растворах в настоящее время практически не изучено.

Целью работы явилось исследование химии процесса растворения диоксида церия как имитатора диоксида плутония и его продуктов гетерофазной конверсии в фтористоводородной кислоте в водных карбонатных и фторидно-карбонатных растворах.

Оксид церия(IV) получали при термоллизе кристаллического оксалата церия при температуре 1000 °С в течение 2 ч., состав конечного продукта подтвержден методом РФА, карта JCPDS №43-1002. Удельная поверхность – 2,3 м<sup>2</sup>/г. Гранулометрический состав: 21 %-12 мкм, 26 %-11 мкм, 41 %-10 мкм, 2 %-6 мкм, 10 %-осколки. Кинетические эксперименты проводили в термостатированной ячейке в которую помещали фторопластовый стакан. Конверсию проводили с использованием фтористоводородной кислоты квалификации «х.ч.».

Для систем  $\text{CeO}_2 - \text{Me}_2\text{CO}_3 - \text{H}_2\text{O}$  и  $\text{CeO}_2 - \text{Me}_2\text{CO}_3 - \text{MeF} - \text{H}_2\text{O}$ , где  $\text{Me} = \text{Na}^+$  и  $\text{K}^+$  в интервале температур  $25 \div 70$  °С, было установлено, что диоксид церия не растворим в подобных условиях. При переходе к системе  $\text{CeO}_2 - \text{Na}_2\text{CO}_3 - \text{NaF} - \text{H}_2\text{O}_2 - \text{H}_2\text{O}$ , было установлено, что при концентрации  $\text{H}_2\text{O}_2$  равной 1,0 М, максимально достигаемая концентрация церия в карбонатном растворе за 60 мин., составила 0,01 г/л, что соответствует степени перехода  $\text{CeO}_2$  в раствор менее 1 масс. %.

На следующем этапе было предложено проводить гетерофазную конверсию  $\text{CeO}_2$  в  $\text{CeF}_4(\text{CeF}_3)$  в растворах HF с последующим их растворением в 1,0 М  $\text{Na}_2\text{CO}_3$ .

При проведении гетерофазной конверсии  $\text{CeO}_2$  во фторид в присутствии HF, при агитационном перемешивании пульпы, было установлено, что на состав конечного продукта оказывает влияние концентрации HF в растворе. По данным РФА, при проведении процесса в 1,5М растворе HF, основным продуктом являлся  $\text{CeF}_3$  (карта JCPDS №08-0045), в то время как в 10М растворе HF, продуктами конверсии являются  $\text{CeF}_4 \cdot 0,9\text{H}_2\text{O}$  (карта JCPDS №18-0323) и  $\text{CeF}_3$  (карта JCPDS №08-0045). Во всех случаях, по данным РФА, так же наблюдали фазу  $\text{CeO}_2$  (карта JCPDS №43-1002).

Было установлено, что на глубину конверсии  $\alpha(\text{CeO}_2)$  оказывает влияние повышение концентрации HF, температуры, соотношения Ж:Т в пользу жидкой фазы (табл. 1). В свою очередь степень перевода церия из продуктов конверсии при растворении в карбонатном или карбонатно-фторидном растворе, напрямую связана с величиной степени конверсии  $\text{CeO}_2$  в фторид.

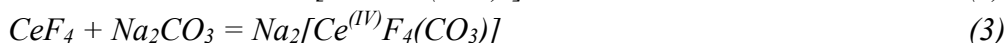
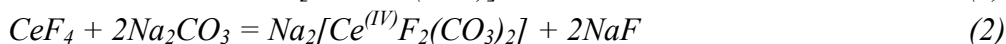
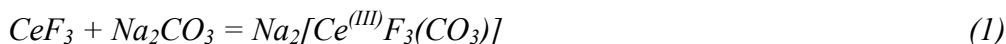
**Таблица 1. Величины степеней конверсии  $\text{CeO}_2$  при гетерофазной конверсии в растворах HF**

C(HF), М	t, °С	Т:Ж	$\tau_k$ , мин	$\alpha\text{CeO}_2$
0,6	25	1:25	120	0,21
0,6	50	1:25	120	0,31
0,6	70	1:25	120	0,37
1,1	25	1:25	120	0,48
1,1	50	1:25	120	0,99
1,1	70	1:25	60	0,99
1,3	25	1:25	30	0,99
1,3	50	1:25	15	0,99
1,3	70	1:25	5	0,99

При растворении продуктов конверсии в 1,0 М растворе  $\text{Na}_2\text{CO}_3$ , степень перевода составляла 99 масс. % при этом концентрация металла в карбонатном растворе достигала 10 г/л.

Методом производной электронной спектроскопии идентифицированы полосы поглощения карбонатных и фторидных групп в составе смешанных карбонатно-фторидных соединений церия, состав которых может быть выражен следующими формулами:  $\text{Na}_2[\text{Ce}^{(\text{III})}\text{F}_3(\text{CO}_3)]$ ,  $\text{Na}_2[\text{Ce}^{(\text{IV})}\text{F}_2(\text{CO}_3)_2]$  и  $\text{Na}_2[\text{Ce}^{(\text{IV})}\text{F}_4(\text{CO}_3)]$ .

Уравнения образования комплексных карбонатно-фторидных соединений церия(III) и церия(IV), при растворении  $\text{CeF}_3$  и  $\text{CeF}_4$  в растворе  $\text{Na}_2\text{CO}_3$  могут быть записаны в следующем виде:



*Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда, соглашение №14-23-00188.*



## Список литературы:

1. Степанов С.И., Чекмарев А.М. Концепция переработки отработавшего ядерного топлива // Доклады академии наук. 2008. Т. 423. №1. С. 69-71.
2. Протопопов В.Х., Протопопов Х.В. Возможности использования церия и его диоксида в качестве имитаторов горения плутония и образования его диоксида. Сравнительное рассмотрение свойств металлов и оксидов-имитаторов // Вопросы атомной науки и техники, серия Теоретическая и прикладная физика. 1999. Вып. I. С. 12-22.

**ИЗУЧЕНИЕ ОБЛУЧЕННЫХ ИОНАМИ И НЕОБЛУЧЕННЫХ ТОНКИХ ПЛЕНОК  $UO_2$  МЕТОДОМ РФЭС**

Ю.А. Тетерин<sup>1,2</sup>, А.Ю. Попель<sup>3</sup>, К.И. Маслаков<sup>1</sup>, А.Ю. Тетерин<sup>2</sup>, К.Е. Иванов<sup>2</sup>, С.Н. Калмыков<sup>1,2</sup>,  
R. Springell<sup>4</sup>, T.B. Scott<sup>4</sup>, I. Farnan<sup>5</sup>

<sup>1</sup>МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва

<sup>2</sup>НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

<sup>3</sup>Department of Materials, Imperial College London, London, SW7 2AZ, UK

<sup>4</sup>Interface Analysis Centre, School of Physics, University of Bristol, Bristol, BS8 1TL, UK

<sup>5</sup>Department of Earth Sciences, University of Cambridge, Downing Street, Cambridge, CB2 3EQ, UK

Данная работа посвящена экспериментальному моделированию влияния осколков деления на химические и структурные преобразования  $UO_2$ -матрицы ядерного топлива. Растворимость и скорость растворения  $UO_2$  в основном обусловлены степенью окисления урана. Известно, что  $U(VI)$  на пять порядков более растворим, чем  $U(IV)$ . Понимание растворения ядерного топлива необходимо для оценки возможного радиоактивного заражения при нарушении целостности оболочки топливных стержней в водных реакторах и бассейнах выдержки, а также в случае геологического захоронения отработанного ядерного топлива. Было предположено, что электронное торможение осколков деления может вызвать перманентную ионизацию  $U(IV)$  до  $U(V)$  и  $U(VI)$ . Для проверки нашей гипотезы были изготовлены тонкие пленки монокристаллов  $UO_2$ , моделирующие топливную матрицу  $UO_2$ , которые были облучены ионами ксенона и урана для моделирования радиационного повреждения осколками деления. Облученные и необлученные образцы анализировались методом РФЭС для определения воздействия ионного облучения на ионный состав урана в матрице  $UO_{2+x}$ . Была разработана и использована эффективная методика по определению степени окисления различных ионов урана ( $U^{4+}$ ,  $U^{5+}$ ,  $U^{6+}$ ), ионного состава и кислородного коэффициента в  $UO_{2+x}$  на основе данных метода РФЭС, основанная на отношении интенсивностей линий  $U5f$ - и  $U4f$ -электронов урана. Также, где это было возможно, использовалась традиционная методика, основанная на отношении интенсивностей линий внутренних  $U4f$ - и  $O1s$ -электронов. В результате был изучен поверхностный ионный состав пленок монокристаллов  $UO_2$  до и после облучения ионами ксенона и урана. Облучение ионами  $^{238}U^{31+}$  при флюенсе ( $\leq 5 \cdot 10^{12}$  ионов/ $cm^2$ ) привело к уменьшению пропорции ионов  $U^{6+}$  и увеличению пропорции ионов  $U^{4+}$ , что, в свою очередь, сказалось на уменьшении кислородного коэффициента поверхностного слоя оксида урана. Облучение ионами ксенона высоким флюенсом ( $4,8 \cdot 10^{15}$  ионов/ $cm^2$ ) неожиданно привело к сильной деградации структуры пленки  $UO_2$  и возможному перемешиванию с элементами подложки (La, Sr, Ta, Al), что согласуется с данными РФА и EDX. Это привело к серьезному изменению состава и структуры поверхности. Несмотря на это, предложенная нами методика позволила определить поверхностный ионный состав урана и кислородный коэффициент оксида урана тогда, когда использование традиционной методики было бы практически невозможно.

**ФОСФАТНЫЕ РЕНТГЕНОЛЮМИНОФОРЫ ДЛЯ ФОТОДИНАМИЧЕСКОЙ ТЕРАПИИ***Е.А. Потанина<sup>1</sup>, А.Е. Канунов<sup>2</sup>*<sup>1</sup>ННГУ им. Н.И. Лобачевского, г. Нижний Новгород, ekaterina.potantina@list.ru<sup>2</sup>ФГУП РФЯЦ – ВНИИЭФ, г. Саров

Одним из перспективных направлений современного материаловедения является разработка неорганических люминофоров для рентгенофотодинамической терапии (РФДТ) онкологических заболеваний. Этот метод заключается во введении в организм фотосенсибилизаторов, повышающих чувствительность опухоли к свету. Под действием света фотосенсибилизатором генерируются активные формы кислорода (синглетный кислород, пероксиды и т. п.), которые уничтожают атипичные клетки. Одним из усовершенствований метода РФДТ является разработка препарата, который наряду с фотосенсибилизатором включает коллоидный раствор люминофора, излучающего свет с длиной волны, необходимой для возбуждения фотохимической реакции под действием высокоэнергетических фотонов, легко проникающих сквозь ткани организма [1]. Такой рентгенолюминофор должен быть нетоксичным, иметь размер частиц в диапазоне 60-90 нм, а также при возбуждении рентгеновским или  $\gamma$ -излучением генерировать эмиссию света в узком интервале длин волн, которые соответствуют полосам в спектрах поглощения известных коммерческих фотосенсибилизаторов (некоторые из которых имеют две наиболее интенсивные полосы поглощения в синем и красном диапазонах).

Таким образом, объектами исследования являлись твердые растворы  $\text{NaZr}_2(\text{PO}_4)_3:\text{xEu}^{3+}$  ( $x = 0,001; 0,05; 0,01$  и  $0,1$ ),  $\text{K}_2\text{Mg}_{0,5}\text{Zr}_{1,5}(\text{PO}_4)_3:\text{xSm}^{3+}$  ( $x = 0,25$  и  $0,5$ ),  $\text{Ba}_3(\text{PO}_4)_2:\text{xEu}^{2+}$  ( $x = 0,05; 0,1$  и  $0,15$ ). Порошки получали золь-гель методом с высаливанием. Синтез фосфатов, содержащих в своем составе  $\text{Eu}^{2+}$ , проводили в восстановительной атмосфере (в газовой смеси  $\text{Ar}+5\% \text{H}_2$ ). Контроль фазообразования осуществляли с помощью метода рентгенофазового анализа (РФА). Микроструктуру изучали с использованием атомно-силовой микроскопии (АСМ). Спектры рентгенолюминесценции регистрировали при возбуждении рентгеновским излучением в диапазоне  $E_{\text{возб.}} = 40-50$  кэВ.

Методом РФА установлено образование монофазных продуктов с ожидаемыми структурами коснарита ( $\text{NaZr}_2(\text{PO}_4)_3:\text{xEu}^{3+}$ ), лангбейнита ( $\text{K}_2\text{Mg}_{0,5}\text{Zr}_{1,5}(\text{PO}_4)_3:\text{xSm}^{3+}$ ) и ортофосфата бария ( $\text{Ba}_3(\text{PO}_4)_2:\text{xEu}^{2+}$ ).

При возбуждении рентгеновским источником ( $E_{\text{возб.}} = 40-50$  кэВ) для европийсодержащих фосфатов ряда  $\text{NaZr}_2(\text{PO}_4)_3:\text{xEu}^{3+}$  наблюдали эмиссию в области 575-700 нм. Данные спектры характеризовались наличием только полос, соответствующих внутриконтинуальным  $4f-4f$  переходам иона  $\text{Eu}^{3+}$ . Для самарийсодержащих фосфатов присутствовал набор характерных полос в области  $\lambda_{\text{эм.}} = 550-675$  нм.

Из эмиссионных характеристик фосфатов бария, активированных европием в состоянии окисления +2, очевидно наличие излучения в голубом диапазоне спектра с высокой интенсивностью.

Установлено, что полосы излучения  $\text{Eu}^{2+}$ -,  $\text{Eu}^{3+}$ - и  $\text{Sm}^{3+}$ -содержащих люминофоров хорошо перекрываются с длинноволновыми полосами поглощения некоторых известных фотосенсибилизаторов и могут представлять интерес для дальнейших исследований.

*Авторы выражают благодарность научным руководителям работы – профессору Орловой А.И. (ННГУ им. Н.И. Лобачевского) и доценту Бахметьеву В.В. (СПбГТИ(ТУ)).*

## Список литературы:

1. Бахметьев В.В, Сычев М.М, Орлова А.И, Потанина Е.А., Совестьнов А.Е, Кульвелис Ю.В. Нанолуминофоры для рентгенофотодинамической терапии онкологических заболеваний // Наноиндустрия. 2013. №4(46). С. 46-50.

## РЕАКТОРНОЕ ПРОИЗВОДСТВО ЙОД-131 В АО «ГНЦ НИИАР»

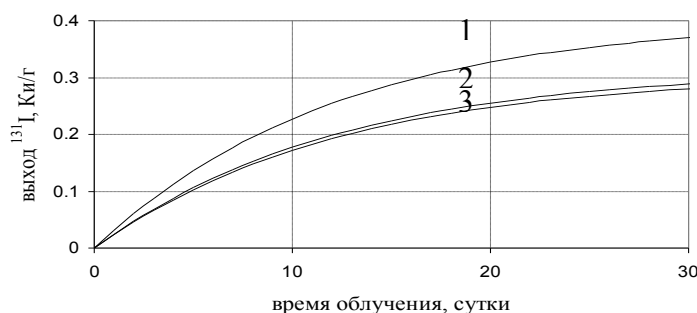
А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, В.А. Тарасов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, oip@niiar.ru

АО «ГНЦ НИИАР» осуществляет регулярные поставки препарата  $^{131}\text{I}$  заказчикам с 2000 г. В качестве стартового материала для облучения в ядерном реакторе используется оксид теллура  $\text{TeO}_2$  природного изотопного состава. Накопление целевого изотопа происходит по реакции  $^{130}\text{Te}(n,\gamma)^{131}\text{Te} \rightarrow ^{131}\text{I} + \beta$ .

Для производства  $^{131}\text{I}$  используются реакторы РБТ-6 и РБТ-10 бассейнового типа, и высокопоточный реактор СМ. В реакторах РБТ облучательные устройства с мишенями, содержащими стартовый материал (таблетки из прессованного диоксида теллура) устанавливаются в каналы, расположенные в топливной зоне, а в реакторе СМ – в периферийные каналы бериллиевого отражателя.

Облученный материал после кратковременной выдержки транспортируется в защитном контейнере на участок переработки. Мишени извлекаются из облучательного устройства и режутся. Таблетки выкладываются в тигли и нагреваются примерно до  $750\text{ }^\circ\text{C}$  в индукционной печи для отгонки йода с последующим осаждением в растворе  $\text{NaOH}$ . Затем проводится измерение активности  $^{131}\text{I}$  в растворе и анализ радионуклидной и радиохимической чистоты получаемого препарата.



**Рис. 1. Зависимость выхода  $^{131}\text{I}$  от продолжительности облучения, 1 – реактор РБТ-10, 2 – реактор СМ, 3 – реактор РБТ-6**

На этапе планирования облучения с использованием методов компьютерного моделирования определяется выход целевого изотопа в зависимости от продолжительности облучения, расположения экспериментального устройства в активной зоне, графика изменения мощности реактора. Из зависимости, представленной на рис. 1 следует, что оптимальная продолжительность облучения с учетом еженедельных поставок составляет 7-14 суток.



**Рис. 2. Вид облучательных устройств. Справа – устройство новой конструкции**

С целью увеличения объемов производства препарата  $^{131}\text{I}$  при сохранении количества доступных для использования ячеек реакторов разработана новая конструкция облучательного устройства (рис. 2). Она имеет ряд преимуществ по сравнению с прежней: масса стартовой загрузки увеличена в два раза, конструкция стала унифицированной для всех реакторов, появилась возможность многократного использования устройства.

## ПРОТИВОМИГРАЦИОННЫЕ БАРЬЕРЫ НА ОСНОВЕ МИНЕРАЛЬНОГО СЫРЬЯ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АЭС

*Е.О. Прокопьев*

ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, г. Минск, eugeneprokopiev@yandex.by

Перспективным материалом для создания противомиграционных барьеров могут быть глинисто-солевые шламы (ГСШ) – химические отходы, образующиеся при переработке сильвинитовой руды на горно-химических предприятиях. Основными преимуществами ГСШ являются постоянство морфологического и минерального состава, наличие сорбционно-активных компонентов таких, как монтмориллонит и иллит, а также их доступность и низкая себестоимость. Кроме того, использование ГСШ создает предпосылки для вовлечения отходов производства, ранее считавшихся не востребуемыми, в экономическую деятельность государства.

Для исследования свойств образцов глинисто-солевых шламов, отобранных из различных рудоуправлений ОАО «Беларуськалий» и предварительно обработанных соляной кислотой, произведен физико-химический [1, 2], рентгенофазовый анализ, а также изучены сорбционные свойства по отношению к Cs-137 [3]. Результаты исследований представлены в табл. 1.

**Таблица 1. Физико-химические свойства и сорбционно-селективные характеристики образцов ГСШ по отношению к  $^{137}\text{Cs}$**

Шифр образца	$\text{pH}_v$	ЕКО, мг·экв/100 г	Содержание водорастворимых солей, г/л	$K_d$ , л/кг	RIP(K), ммоль/кг
ГСШ-1	5,6	22	0,34	12200	6100
ГСШ-2	4,1	12	0,25	9980	4990
ГСШ-3	4,6	64	0,25	13440	6720

Образцы обладают слабокислым значением  $\text{pH}$ , низким содержанием водорастворимых солей. Емкость катионного обмена (ЕКО) образца ГСШ-3 составляет 64 мг·экв/100 г и выше, чем у образцов ГСШ-1 и ГСШ-2.

Исходя из данных сорбционно-селективных экспериментов, можно сделать вывод о том, что образец ГСШ-3 проявляет наибольшую сорбционную активность к цезию-137 по сравнению с остальными образцами.

Рентгенофазовый анализ показал, что в состав образцов ГСШ-1, ГСШ-2 и ГСШ-3 входит кварц, полевошпат, включения кальцита и доломита, а также основные сорбционно-активные компоненты – монтмориллонит и иллит. Стоит отметить, что в образце ГСШ-3 содержание монтмориллонита и иллита выше, чем в образцах ГСШ-1 и ГСШ-2.

Исследована кинетика сорбции  $^{137}\text{Cs}$  для образца ГСШ-3 в интервале времени от 1 мин до 30 сут. Установлено, что степень сорбции на протяжении эксперимента изменяется незначительно и составляет  $98 \pm 1$  %.

Результаты эксперимента по изучению десорбции  $^{137}\text{Cs}$  из образца ГСШ-3 после обработки дистиллированной водой и 1 М раствором ацетата аммония (рис. 1) показывают, что содержание фиксированной формы цезия-137 в образце ГСШ-3 велико и составляет 70-75 %, когда содержание обменной и водорастворимой формы несколько ниже и составляет 20-25 % и 1-2 % соответственно.

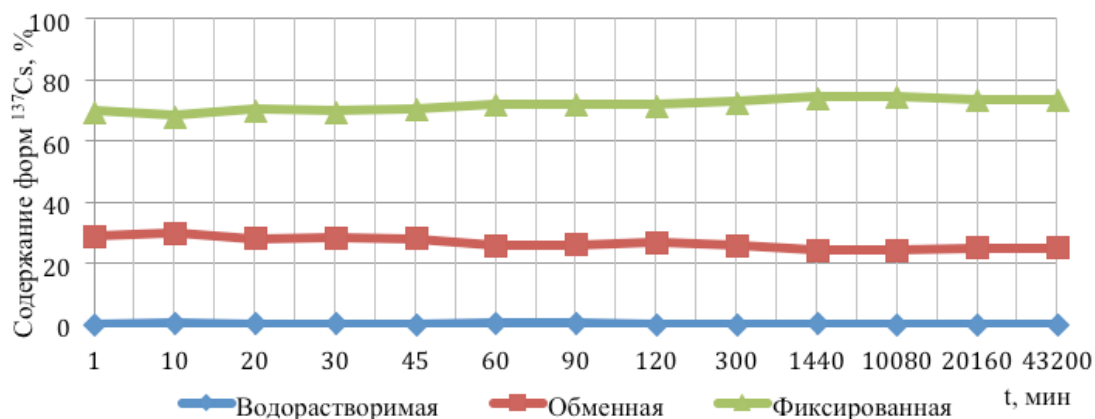


Рис 1. Содержание форм  $^{137}\text{Cs}$  в образце ГСШ-3

На основании полученных данных можно сделать вывод о том, что образцы ГСШ-1, ГСШ-2 и ГСШ-3 обладают хорошими сорбционными свойствами по отношению к  $^{137}\text{Cs}$  и удовлетворяют требованиям, предъявляемым к противомиграционным барьерам для хранения и захоронения РАО с точки зрения сорбционных свойств.

Список литературы:

1. Охрана окружающей среды и природопользование. Аналитический (лабораторный) контроль и мониторинг. Качество почвы. Методы определения удельной электрической проводимости, рН и сухого остатка водной почвенной вытяжки: СТБ 17.13.05-36-2015. – Введ. 01.12.2015. – Минск: Госстандарт: Белорус. гос. ин-т стандартизации и сертификации, 2015. 16 с.
2. Охрана природы. Почвы. Методы определения емкости катионного обмена: ГОСТ 17.4.4.01–84. – Введ. 01.04.1985. – Минск: Госстандарт: Белорус. гос. ин-т стандартизации и сертификации, 1992. 12 с.
3. Коноплев, А.В. Определение характеристик равновесной селективной сорбции радиоцезия почвами и донными отложениями / Коноплев А.В., Коноплева И.В. // Геохимия. 1999. №2. С. 207-214.

## РАДИОХИМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПОЛУЧЕНИЯ ОБРАЗЦОВ СЕЛЕНА ВЫСОКОЙ ЧИСТОТЫ ДЛЯ НИЗКОФОНОВЫХ ИЗМЕРЕНИЙ

А.В. Рахимов<sup>1,2</sup>, В.Б. Бруданин<sup>1</sup>, Г. Варот<sup>3</sup>, М. Зампаоло<sup>3</sup>, В.К. Карандашев<sup>4</sup>, Д.В. Караиванов<sup>1</sup>,  
О.И. Кочетов<sup>1</sup>, Н.А. Лебедев<sup>1</sup>, Ф. Пикмаль<sup>3</sup>, И.И. Садыков<sup>2</sup>, Д.В. Философов<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Объединенный институт ядерных исследований, г. Дубна

<sup>2</sup>Институт ядерной физики АН РУз, г. Ташкент, Узбекистан

<sup>3</sup>Моданская подземная лаборатория (LSM), г. Модан, Франция

<sup>4</sup>Институт проблем технологии микроэлектроники и особо чистых материалов (ИПТМ РАН), г. Черноголовка

Последнее время одним из основных направлений физики становится исследование редких процессов, таких как поиск частиц темной материи, изучение двойного бета-распада, регистрация нейтрино и др. Особенную значимость поиск безнейтринной моды двойного бета-распада ( $0\nu 2\beta$ ) приобрел после обнаружения осцилляции нейтрино в экспериментах SuperKamioKande, SNO, KamLAND, K2K. Эксперименты по изучению редких процессов обычно проводятся в низкофоновых подземных лабораториях. Материалы экспериментальных установок (детекторы, защита и др.) должны иметь низкий уровень радиоактивности. Особая требовательность по чистоте от загрязнения радионуклидами предъявляется к измеряемым образцам.

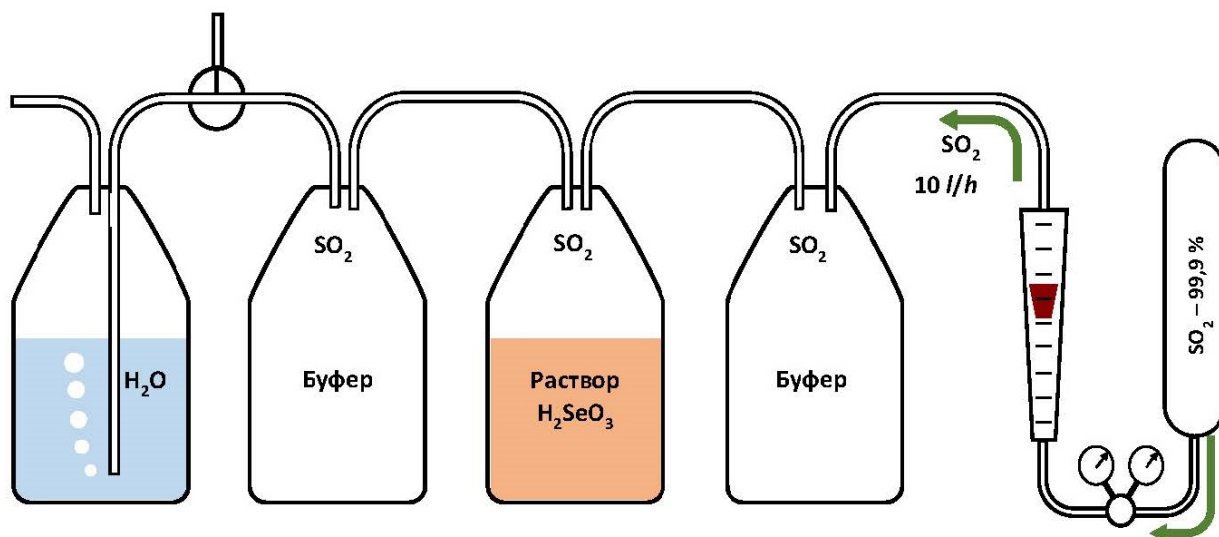
В настоящее время, для контроля чистоты материалов экспериментальных установок (EDELWEISS, GERDA, SuperNEMO-демонстратор и др.) применяются атомно-эмиссионная спектроскопия с индуктивно связанной плазмой (ИСП-АЭС), масс-спектрометрия с индуктивно связанной плазмой (ИСП-МС), масс-спектрометрия с тлеющим разрядом (МС-ТР), нейтронно-активационный анализ (НАА) и радиоаналитические исследования (спектрометрические измерения на Ge- и на BiPo- детекторах в низкофоновых условиях) [1-3].

Se-82 является одним из самых подходящих изотопов для изучения весьма редких процессов двойного бета-распада и поиска безнейтринной моды двойного бета-распада. Для того чтобы повысить чувствительность измерений необходима его глубокая очистка от радиоактивных примесей для дальнейшего использования в виде тонкой фольги в эксперименте SuperNEMO-демонстратор. Это предполагает развитие уникальных методов очистки, учитывающих количество и чистоту используемых химических реактивов, а также методы анализа.

Исходя из этого, нами была разработана и применена методика очистки селена для низкофоновых измерений, которая основана на ионообменном хроматографическом разделении макроколичеств селена от ультрамалых количеств  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{226, 228}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{40}\text{K}$ , с периодическим изменением направления потока элюента (реверс), при котором достигается более полное удаление примесей без потери очищаемого элемента [4].

После хроматографического разделения (очистка) производили восстановление очищенного раствора селенистой кислоты до элементарного состояния (Se) с помощью сернистого ангидрида (рис. 1).

После восстановления полученный в виде суспензии селен отделяли от жидкости центрифугированием и подвергали гомогенизации (измельчение крупных частиц селена с целью получения более однородного гранулометрического состава). Полученный селен имеет размер порядка 1 мкм и подходит для приготовления тонких фольг.



**Рис. 1. Схема восстановления селенистой кислоты ( $\text{H}_2\text{SeO}_3$ ) с помощью сернистого ангидрида ( $\text{SO}_2$ )**

Спектрометрические измерения очищенного селена на HPGe и BiPo детекторах в низкофоновых условиях и определение примесей с помощью масс-спектрометрического анализа подтвердили очень высокую степень очистки материала, что позволяет проводить низкофоновые исследования  $^{82}\text{Se}$ .

#### Список литературы:

1. Argyriades J. и др. Results of the BiPo-1 prototype for radiopurity measurements for the SuperNEMO double beta decay source foils. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A. 2010. V. 622. P. 122-128.

2. Карандашев В.К., Безруков Л.Б., Корноухов В.Н., Носенко С.В., Главин Г.Г., Овчинников С.В. Анализ образцов германия и диоксида германия методами масс-спектрометрии и атомной эмиссии. ЖАХ. 2009. Т. 64. №3. С. 274-282.

3. Rakhimov A.V., Brudanin V.B., Filosofov D.V., Loaiza P., Marinov G.M., Mirsagatova A.A., Medvedev D., Mukhamedshina N.M., Rozov S.V., Sadikov I.I., Warot G., Yakushev E.A. Neutron activation analysis of polyethylene from neutron shield of EDELWEISS experiment. Radiochimica acta. 2015. V. 109. I. 9. P. 673-678.

4. Rakhimov A.V., Warot G., Karaivanov D.V., Kochetov O.I., Lebedev N.A., Mukhamedshina N.M., Sadikov I.I., Filosofov D.V. Purification of selenium from thorium, uranium, radium, actinium and potassium impurities for the low background measurements. Radiochimica acta, 2013. Vol. 101. I. 10. P. 653-659.

## ПРИМЕНЕНИЕ АВТОМАТИЗИРОВАННОГО МОДУЛЯ СИНТЕЗА ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ РФП $^{68}\text{Ga}$

*М.Г. Рахимов, Д.Н. Туманова, А.Б. Брускин*

ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва, marat.rakhimov89@gmail.com

Самым информативным методом радионуклидной диагностики на сегодняшний день является позитронно-эмиссионная томография (ПЭТ). Получение изотопов ( $^{11}\text{C}$ ,  $^{13}\text{N}$ ,  $^{15}\text{O}$ ,  $^{18}\text{F}$ ), применяемых в ПЭТ, требует наличие циклотрона в медицинском учреждении, что существенно увеличивает стоимость организации и эксплуатации ПЭТ-центра. Использование генераторных систем для получения радионуклидов для ПЭТ ( $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ ,  $^{82}\text{Sr}/^{82}\text{Rb}$ ) снимает необходимость в циклотронном комплексе, делая ПЭТ-исследование намного более доступным. Генераторный радионуклид  $^{68}\text{Ga}$ , обладающий исключительными ядерно-физическими характеристиками, является наиболее перспективным для синтеза радиофармацевтических препаратов (РФП) для ПЭТ.

Ядерно-физические характеристики  $^{68}\text{Ga}$  требуют уделять особое внимание радиационной безопасности. Значительно снизить дозовые нагрузки на персонал медицинского учреждения позволяет полная автоматизация процесса синтеза РФП.

В работе применялся автоматизированный модуль синтеза РФП производства НПФ Позитом-Про (Москва). Данное устройство состоит из исполнительного модуля синтеза и модуля управления.

Исполнительный модуль синтеза оснащен шприцевым насосом, электромагнитными клапанами (двух- и трехходовыми), проточными датчиками активности, термостатируемой ячейкой, что позволяет производить элюирование генератора  $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ , очистку и концентрирование элюата и проводить синтезы РФП в широком диапазоне температур (от  $-10\text{ }^{\circ}\text{C}$  до  $+130\text{ }^{\circ}\text{C}$ ).

Модуль управления обеспечивает управление процессом синтеза РФП в автоматическом и ручном режиме и мониторинг рабочих параметров (активность, давление, температура).

Устройство успешно применялось в ходе мечения соединений, содержащих трипептидную последовательность Arg-Gly-Asp (RGD) и хелатирующую группу, перспективных агентов для визуализации очагов ангиогенеза. Время синтеза до 28 мин, технологический выход с коррекцией на распад 65 %, РХЧ >98 %

**АКТИНИДЫ В ГИДРОБИОНТАХ ВОДОЕМОВ ПО «МАЯК»***А.К. Рожкова, Е.А. Гущина, Н.В. Кузьменкова*

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, rozhkovaak@gmail.com

Гидробионты являются составляющей пищевой цепочки и активно участвуют в процессах миграции радионуклидов. Большой интерес представляют исследования реальных образцов из радиоактивно загрязненных водоемов, но этап анализа  $\alpha$ -излучающих радионуклидов невозможен без пробоподготовки с химическим разделением. Исследуемые водоемы производственного объединения «Маяк» являются уникальными по количеству и составу радионуклидов [1]. Актуальность исследования определила также недостаточность литературных данных по анализу проб гидробионтов загрязненных водоемов из-за сложного радиоактивного состава. Целью исследования было установить параметры распределения радионуклидов между гидробионтами резервуаров В-4 и В-17, а также определить оптимальную методику для разделения и определения  $\alpha$ -излучающих радионуклидов в объектах биоты.

Водоем В-17 (Старое болото) – ПО«Маяк», используется в качестве хранилища средне-активных отходов, а водоем В-4 для низкоактивных. В результате полевых работ на водоемах в 2013 году, были отобраны следующие образцы: рыба (щука, плотва), хирономиды (хищные и мирные), зоо- и фито-планктон. Дифференциация зоо- и фито-планктона проведена с использованием системы последовательной фильтрации – фильтры 100 мкм использовались, что бы собрать зоопланктон, и 0,45 мкм для фитопланктона. Часть образцов была заморожена, а часть заспиртована. Образцы рыбы, отобранные из водоема В-4, были разделены на органы: чешуя, мышцы, печень, жабры, кровь и заморожены. Пробоподготовка включала в себя следующие стадии: озоление в муфельной печи (8 часов, 450°C), кислотное вскрытие ( $\text{HNO}_3$  конц., 4 часа) и соосаждение ( $(\text{NH}_4)_2\text{HPO}_4 + \text{NH}_4\text{OH}$ ). Альфа спектрометрия проводилась на альфа-спектрометре CANBERRA Model 7401. Разделение актинидов выполнялось с помощью экстракционной хроматографии на смолах: DGA, UTEVA, TRU (TrisKem International).

Был проведен сравнительный анализ двух стандартных методик: 1) Eichrom Technologies, Inc. ACW03 VBS: Americium, Plutonium and Uranium in Water и 2) Eichrom Technologies, Inc. ACW17 VBS: Americium, Neptunium, Plutonium, Thorium, Curium, Uranium and Strontium in Water, на двух модельных растворах с одинаковым набором и объемом радионуклидов. Отличие методик заключается в использовании разных смол и стадий очистки исходных проб от загрязняющих их солей. Результаты анализа показали, что второй радиоаналитический метод наиболее эффективно разделяет актиниды в исследуемых гидробионтах.

Для определения количества альфа-излучающих радионуклидов в гидробионтах водоемов использовались метки  $^{232}\text{U}$  (3,05 Бк/г) и  $^{236}\text{Pu}$  (0,46 Бк/г). В результате работы по выбранной нами методике, выходы меток в реальных образцах составили от 64,8 до 73,5 % для Pu и от 30,4 до 51,7 % для U.

Результаты показали (табл. 1), что основным дозообразующим радионуклидом в пробах фито-/зоо-планктона и хирономидах является  $^{239,240}\text{Pu}$  (0,41-32,8 Бк/г).



**Таблица 1. Активности основных дозообразующих радионуклидов в образцах гидробионтов (Бк/г)**

№	<sup>239,240</sup> Pu	<sup>238</sup> Pu	<sup>234</sup> U	<sup>238</sup> U	<sup>243</sup> Am	<sup>241</sup> Am	<sup>244</sup> Cm
1	0,41	0,62	0,75	0,94	0,06	0,29	0,19
2	2,79	0,48	0,50	1,51	0,16	0,35	0,02
3	14,2	7,52	0,10	0,01	0,26	2,91	0,03
4	32,8	26,4	0,12	0,23	0,31	5,97	0,06

1) Зоопланктон + колония фитопланктона в спирте 2) Зоопланктон + колония фитопланктона 3) Хирономиды мирные в спирте 4) Хирономиды мирные

Результаты показывают, что общее количество радионуклидов в образцах без спирта выше, чем в замороженных гидробионтах. Это указывает на активный переход радионуклидов из твердой фазы в жидкую.

Распределение радионуклидов на гидробионтах исследовалось с помощью цифровой радиографии. Основную дозовую нагрузку на гидробионты формируют частицы донных осадков, прилипшие к их поверхности.

Для проб рыбы установлено неравномерное распределение удельных активностей актинидов (<sup>238,239, 240</sup>Pu, <sup>234,238</sup>U, <sup>241,243</sup>Am и <sup>244</sup>Cm) в мышцах, чешуе, жабрах, печени и крови. Активность плутония увеличивается в следующем ряду: чешуя, мышцы, печень, жабры. Удельная активность урана максимальна в печени, на втором месте – чешуя, на третьем жабры, в мышцах щуки урана не обнаружено. Максимальное количество америция и кюрия обнаружено в печени (табл. 2).

**Таблица 2. Активности актинидов в органах щуки (Бк/г)**

Орган	<sup>238</sup> Pu	<sup>239,240</sup> Pu	<sup>241</sup> Am	<sup>243</sup> Am	<sup>244</sup> Cm	<sup>234</sup> U	<sup>238</sup> U
Чешуя	1,31	12,1	9,23	9,32	2,66	10,1	7,33
Мышцы	7,12	68,9	2,56	55,5	3,11	н. о.*	н. о.*
Жабры	1301	936	1,62	137	3,95	4,67	3,81
Печень	120	250	57,5	1150	58,1	14,9	8,33

\*не обнаружено

Результаты анализа показали, что содержание радионуклидов в образцах значительно превышает предельно безопасный уровень («уровни вмешательства») для организмов (Pu – 0,5 Бк/кг; U – 3 Бк/кг; Am – 0,69 Бк/кг).

Список литературы:

1. Стукалов П.М. Промышленный водоем ПО «Маяк» Старое Болото. Общая характеристика и история эксплуатации // Вопросы радиационной безопасности. 2000. №1. С. 50-60.

## **ВЛИЯНИЕ ДОБАВЛЕНИЯ ПОВЕРХНОСТНО-МОДИФИЦИРОВАННОГО ГЛАУКОНИТА НА РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЦЕЗИЯ В СИСТЕМЕ «ПОЧВА – РАСТЕНИЕ»**

*В.Г. Рябухина, В.С. Семенищев*

УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина, г. Екатеринбург, edinaroga@mail.ru

В настоящее время и в перспективе особо остро встает проблема экологической безопасности окружающей среды, экологически безопасного природопользования при возрастающих антропогенных нагрузках. За последующие двадцать лет население в целом получа-

ло облучение как от внешних источников ( $^{137}\text{Cs}$ , осевший на почву и т.д.), так и в результате поступления радионуклидов (главным образом  $^{137}\text{Cs}$ ) в организм с продуктами питания, водой и воздухом. Радиационные аварии приводят к загрязнению окружающей среды, в том числе сельскохозяйственных угодий. Радионуклиды по цепочке «почва – растение – животное» попадают в организм человека, накапливаются и оказывают неблагоприятное воздействие на здоровье.

На кафедре радиохимии и прикладной экологии УрФУ был предложен метод внесения сорбционно-активных добавок, таких как поверхностно-модифицированный глауконит, позволяющий фиксировать цезий в почве в иммобилизованном виде, в результате чего происходит снижение перехода цезия в сельскохозяйственные растения.

В работе была исследована динамика перехода цезия из загрязненной почвы в растения (овес) в присутствии поверхностно-модифицированным глауконитом, при этом была исследована динамика перехода цезия из радиоактивно-загрязненной почвы в растения с течением времени. Время высадки растений составляло от 2 недель до 1,5 лет после загрязнения почвы. Сорбент добавляли в почву за неделю (группа 1), либо за месяц (группа 2) до высадки семян. После всходов растения выращивали в течение 3 недель, после чего срезали и определяли в них активность  $^{137}\text{Cs}$ . Результаты представлены в табл. 1.

**Таблица 1. Результаты применения поверхностно-модифицированного глауконита для снижения перехода цезия из загрязненных почв в растения**

Время между загрязнением почвы и высадкой семян, месяцы	$F_{\gamma}$			$K_{сн\ пер}$	
	Контрольная группа (без добавления сорбента)	С добавлением сорбента		С добавлением сорбента	
		Группа 1	Группа 2	Группа 1	Группа 2
0,5	1,00±0,08	0,11±0,01	-	9,41±1,10	-
1	0,44±0,04	0,04±0,004	0,05±0,005	11,1±1,5	8,77±1,19
3	0,31±0,25	0,07±0,01	0,10±0,01	4,6±3,7	3,2±2,6
6	0,26±0,19	0,03±0,02	0,02±0,01	8,1±8,6	10,4±9,0
12	0,33±0,03	0,06±0,01	0,06±0,01	5,7±0,8	5,1±0,7
18	0,34±0,15	0,05±0,02	0,03±0,01	6,8 ±4,1	10,9±6,6

Из полученных данных видно, что уже через 3 месяца после загрязнения коэффициент переход радионуклидов цезия в растения снижается приблизительно в 3-4 раза, что можно объяснить процессами сорбции цезия компонентами почвы.

Чтобы оценить влияние времени внесения сорбента в почву, был исследован переход цезия из загрязненной почвы в растения с внесением сорбента от 1 месяца до полугода после загрязнения почвы и с высадкой растений через полгода после загрязнения (табл. 2).

**Таблица 2. Результаты исследования влияния времени внесения поверхностно-модифицированного глауконита для снижения перехода цезия из загрязненных почв в растения**

Время между загрязнением почвы и внесением сорбента, месяцы	$F_{\gamma}$	$K_{сн\ пер}$
без добавления сорбента	0,43±0,034	
1	0,063±0,005	6,85±0,74
3	0,059±0,002	7,36±0,62
6	0,061±0,005	7,13±0,77

Из полученных данных видно, что время внесения сорбента не влияет на переход цезия из загрязненной почвы в растения, что можно объяснить хорошей кинетикой сорбции цезия поверхностно-модифицированным глауконитом.

В результате было показано, что добавка всего 1 масс. % поверхностно-модифицированного глауконита позволяет снизить переход цезия из почвы в растения в среднем в 7 раз, что может быть использовано для разработки технологии реабилитации радиоактивно-загрязненных сельскохозяйственных территорий. При этом процессы естественного снижения перехода цезия из почвы в растения и искусственного снижения за счет внесения сорбентов протекают независимо друг от друга.

#### Список литературы:

1. Voronina A.V., Semenishchev V.S., Bykov A.A., Savchenko M.O., Kutergin A.S., Nedoruh T.A. Approaches to rehabilitation of radioactive contaminated territories / Journal of Chemical Technology and Biotechnology. V. 88. I. 9. September 2013. P. 1606-1611.

2. Walther C., Gupta D.K. (Eds.). Radionuclides in the Environment. Influence of chemical speciation and plant uptake on radionuclide migration. A.V. Voronina, V. S. Semenishchev, M. O. Blinova, P. Ju. Sanin. <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0045653514000964> - af005 Methods for Decrease of Radionuclides Transfer from Soil to Agricultural Vegetation. Springer International Publishing. Switzerland. 2015. P. 185-207.

## ДЕЗАКТИВАЦИЯ КОНЦЕНТРАТА СКАНДИЯ, ПОЛУЧАЕМОГО ИЗ ВОЗВРАТНЫХ РАСТВОРОВ ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА

*В.Н. Рычков, В.С. Семенещев, М.А. Машковцев, Е.В. Кириллов, С.В. Кириллов, Г.М. Буньков, М.С. Боталов*

УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина, г. Екатеринбург, [vovius82@mail.ru](mailto:vovius82@mail.ru)

Скандий, обладающий рядом уникальных свойств, находит широкое применение в различных отраслях науки и техники, таких как радиоэлектроника, ядерная энергетика, сверхпроводящие материалы, мощные лазеры, сплавы со специальными свойствами, специальная оптика, твердооксидные топливные элементы. В мире существует только два неразрабатываемых месторождения скандия в Норвегии и на Мадагаскаре, поэтому в настоящее время скандий извлекают только попутно при переработке таких техногенных образований как красный шлам, отходы вольфрамового и титанового производства, а также растворы выщелачивания урана. В последнем случае типичными проблемами будут низкая концентрация скандия и возможность загрязнения продукта природными радионуклидами.

В работе из возвратных растворов подземного выщелачивания урана сорбционным методом был получен концентрат скандия. Результаты предварительного измерения концентрата скандия на альфа-бета-радиометре УМФ-2000 показали, что его удельная альфа-активность составляет  $(1,4 \pm 0,2) \cdot 10^8$  Бк/кг, а удельная бета-активность –  $(3,6 \pm 0,5) \cdot 10^7$  Бк/кг. Таким образом, суммарная активность концентрата скандия составила  $(1,8 \pm 0,25) \cdot 10^8$  Бк/кг при содержании скандия в концентрате около 50 %. Очевидно, что по удельной активности первичный концентрат скандия не удовлетворяет требованиям ТУ 95.148-77 (до  $10^3$  Бк/кг) и требуют дальнейшей очистки от радионуклидов с коэффициентом очистки не менее  $2 \cdot 10^5$ . Для разработки технологии дезактивации скандия потребовалось установление изотопного состава полученного концентрата. Определение изотопного состава проводили методами гамма-бета-спектрометрии (рис. 1) и альфа-спектрометрии.

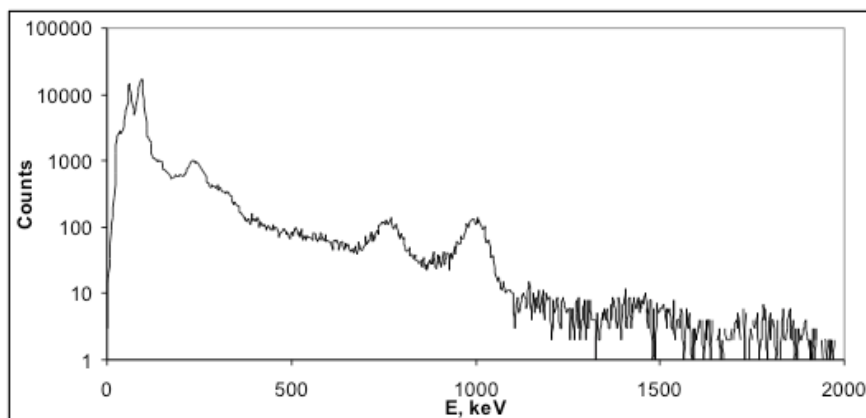


Рис. 1. Гамма спектр концентрата скандия

Результаты гамма-спектрометрических исследований показали, что в спектре концентрата скандия присутствуют пики 63 кэВ и 92 кэВ ( $^{234}\text{Th}$ ), 766 кэВ и 1001 кэВ ( $^{234\text{m}}\text{Pa}$ ), а также существенно более слабая неразрешенная серия пиков 235 кэВ и 256 кэВ ( $^{227}\text{Th}$ , дочерний от  $^{227}\text{Ac}$ ). Это также подтверждается наличием высокоэнергетичной компоненты в бета-спектре ( $^{234}\text{Pa}$ ). В альфа-спектре концентрата скандия, был обнаружен только один пик с энергией 4,62 – 4,69 МэВ, соответствующий радионуклиду  $^{230}\text{Th}$ , дочернему изотопу  $^{234}\text{U}$ . Помимо этого, обнаружена существенно более слабая, плохо разрешенная серия пиков 5,7-6,0 МэВ ( $^{227}\text{Th}+^{223}\text{Ra}$ ), 6,8 МэВ ( $^{219}\text{Rn}$ ), 7,38 МэВ ( $^{215}\text{Po}$ ). Отношение активности  $^{230}\text{Th}$  к сумме активностей  $^{227}\text{Th}$  и его короткоживущих дочерних продуктов распада составляет 23:1. Таким образом, альфа-активность концентрата скандия на 96 % обусловлена долгоживущим изотопом  $^{230}\text{Th}$ . Наличие долгоживущего  $^{230}\text{Th}$  делает бессмысленной выдержку полученного концентрата с целью снижения активности, поэтому необходимо обеспечить очистку скандия от тория.

Для изучения возможности отделения тория от скандия и для изучения влияния добавки ТБФ на распределение компонентов в системе раствор серной кислоты – 5 % Ди2ЭГФК в Shelsol D90 использовали модельный раствор, содержащий 93,3 мг/л скандия и 110,3 мг/л тория. По соображениям радиационной безопасности исследуемому модельному раствору торий был представлен только изотопом  $^{232}\text{Th}$ . На рис. 2 представлены зависимости степеней извлечения компонентов модельного раствора от концентрации серной кислоты в водной фазе.

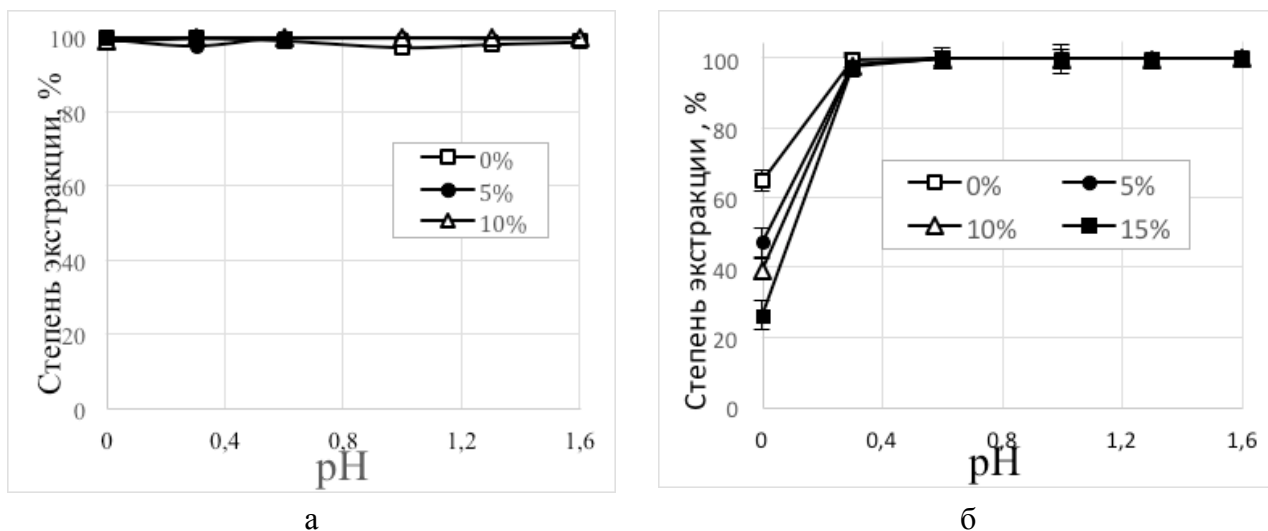


Рис. 2. Зависимость степени экстракции скандия (а) и тория (б) от рН раствора. Состав экстрагента: 5 масс. % ДИ2ЭГФК, доля ТБФ от 0 до 15 масс. % (указано в легенде), остальное – Shelsol D90.

Результаты экспериментов показали, что при повышении кислотности раствора степень экстракции тория существенно снижается, тогда как степень экстракции скандия остается близкой к 100 %. Кроме того, добавка ТБФ приводит не только к улучшению разделения фаз, но и существенно понижает степень экстракции примесей в области низких значений pH. Так степень извлечения тория при pH=0 снижается от 64 до 26 % с ростом доли ТБФ от 0 до 15 масс. %.

Очистку первичного концентрата скандия после растворения в серной кислоте и корректировки концентраций вели на лабораторном каскаде, содержащем по пять ячеек в экстракционной и промывной части. Достигнутый коэффициент очистки реального концентрата скандия при использовании экстракционной системы 5 % Ди2ЭГФК и 10 % ТБФ составил  $7 \cdot 10^4$ . Соответственно, практический коэффициент разделения по линии скандий/торий в условиях каскада равнялся 184. Для достижения заявленного коэффициента очистки необходимо увеличить число ступеней экстракции до 6. Таким образом, экстракционная система «5 % Ди2ЭГФК - 10 % ТБФ - Shelsol D90» с шестью ступенями экстракции позволит очищать скандиевый концентрат от изотопов тория.

*Работа выполнена при финансовой поддержке Минобрнауки России, соглашение о предоставлении субсидии от 29.09.2014 г. №14.581.21.0002 (уникальный идентификатор соглашения RFMEFI58114X0002), в рамках ФЦП «Исследования и разработки по приоритетным направлениям развития научно-технологического комплекса России на 2014–2020 годы».*

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ $^{222}\text{Rn}$ В ПИТЬЕВЫХ ВОДАХ ИЗ ПОДЗЕМНЫХ ИСТОЧНИКОВ

*В.С. Семенищев, С.В. Глазырин*

УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина, г. Екатеринбург, [vovius82@mail.ru](mailto:vovius82@mail.ru)

Обеспечение населения качественной питьевой водой является одной из ключевых проблем в современном мире. Вследствие невысокого качества водопроводной воды в крупных населенных пунктах Свердловской области существенная часть жителей использует альтернативные источники питьевой воды такие как бутилированная вода, а также самостоятельно отбираемая вода подземных горизонтов из скважин и родников. Вопреки распространенному мнению о чистоте подземной воды, такая вода зачастую является носителем как химических, так и радиоактивных загрязнителей. К типичным радиоактивным загрязнителям естественного происхождения относятся дочерние радионуклиды природных радиоактивных рядов урана и тория, в первую очередь изотоп  $^{222}\text{Rn}$ , обладающий высокой миграционной способностью и относительно большим периодом полураспада. Согласно НРБ-99/2009, уровень вмешательства для  $^{222}\text{Rn}$  в питьевой воде составляет 60 Бк/л, а определение удельной активности  $^{222}\text{Rn}$  в питьевой воде из подземных источников является обязательным.

В данной работе проведено обследование родников и скважин, используемых населением Екатеринбурга и Свердловской области в питьевых целях. Для анализа содержания радона пробы воды объемом не менее 1 л отбирали в герметичные емкости, после чего выдерживали в течение 0,5-2 сут для установления радиоактивного равновесия радона с короткоживущими дочерними радионуклидами ( $^{218}\text{Po}$ ,  $^{218}\text{At}$ ,  $^{214}\text{Pb}$  и  $^{214}\text{Bi}$ ). Активность проб измеряли на сцинтилляционном гамма-бета-спектрометре «Атомтех МКС-1315 АТ» по линии равновесного дочернего гамма-излучающего изотопа  $^{214}\text{Bi}$  в стандартной геометрии Маринелли (1 л) непосредственно без пробоподготовки. Всего в работе было обследована вода из 31 родников и скважин, находящихся в Екатеринбурге и ближайших населенных пунктах (Сысерть, Полевской, Палкино и т.д.). Результаты показали, что практически во всех пробах присутствует  $^{222}\text{Rn}$ , активность которого составляет от 5 до 1350 Бк/л. В 8 из 31 проанализи-

рованных источников было обнаружено превышение уровня вмешательства по радону (таблица 1).

**Таблица 1. Подземные источники питьевых вод с активностью радона более 60 Бк/л**

Источник	Дата отбора пробы	A <sub>0</sub> , Бк/л
Скважина в частном доме, г. Сысерть (#1)	21.09.15	1350
Родник Памяти, Екатеринбург	06.10.15	104
Родник, ул. Труда, Екатеринбург	28.09.15	95
Родник Поющий, Екатеринбург	02.12.15	102,4
Родник возле церкви, пос. Северка	24.05.16	102
Скважина многоквартирного дома, г. Арамиль ул. Набережная 6	31.03.16	97,7
Скважина в частном доме, Викулова 160, Екатеринбург	27.05.16	87,2
Скважина в частном доме, Верх. Сысерть	02.04.16	91,5

Самая высокая удельная активность радона (1350 Бк/л) была обнаружена в скважине индивидуального жилого дома в г. Сысерть. Согласно п. 5.1.10 ОСПОРБ-99/2010, вода из такого источника считается непригодной для питьевого водоснабжения населения, а поиск и переход на альтернативный источник водоснабжения населения в таких случаях осуществляется в безотлагательном порядке. В настоящее время в данном доме для очистки воды установлен угольный фильтр, что позволило снизить активность поступающей в дом воды до уровня менее 60 Бк/л.

## ОПТИМИЗАЦИЯ УСЛОВИЙ РАДИОЙОДИРОВАНИЯ N-ОКСИСУКЦИНИМИДИЛ М-ТРИБУТИЛСТАНИЛБЕНЗОАТА (STB)

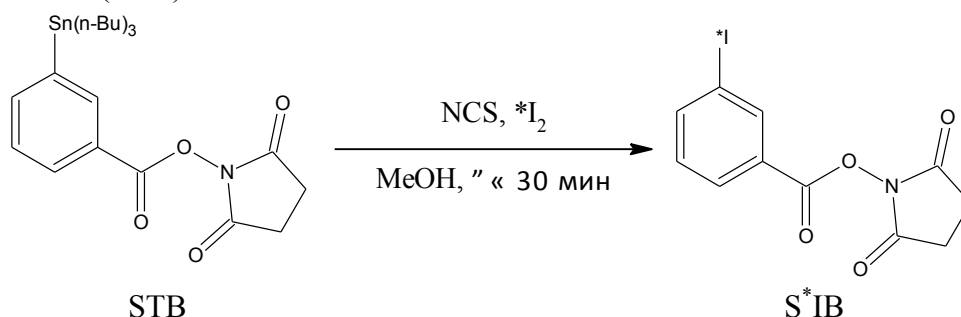
*А.С. Семенкова, Д.А. Царев*

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, anpamik88@rambler.ru

Для терапии злокачественных новообразований в последние годы активно разрабатываются методы адресной доставки радионуклидов в места локализации раковых клеток. В настоящее время для этой цели используются меченые радионуклидом моноклональные антитела или модульные рекомбинантные транспортеры. Для обеспечения стабильности *in vivo* радионуклид вводят в органический линкер, который затем пришивается к белку-транспортеру [1]. В настоящее время наиболее предпочтительными методами введения радиоактивного галогена в органическую молекулу считаются методы, основанные на реакции электрофильного замещения элементоорганической уходящей группы в ароматическом кольце [2,3].

Целью работы стала оптимизация условий реакции йододестанилирования и подбор условий выделения целевого продукта.

В работе в качестве прекурсора и окислителя были выбраны, соответственно, STB и N-хлоросукцинимид (NCS).



**Рис. 1. Схема синтеза N-оксисукцинимидного эфира 3-йодбензойной кислоты (SIB)**

Следует отметить, что при хранении STB в нем образуются продукты деградации, которые существенно снижают выход радиоiodирования, поэтому перед каждым экспериментом раствор STB очищался от продуктов деградации методом HPLC-UV. Для проверки полноты протекания реакции, выхода продукта и выделения его из реакционной смеси использован метод HPLC-UV. Изменяя элюент и условия градиента был проведен подбор условий хроматографирования- для быстрого и селективного отделения продукта реакции.

Показано, что для полного протекания реакции достаточно 25 мин перемешивания при использовании в качестве среды ацетонитрила, и 40 мин для метанола. Подобранные условия градиента позволяют методом HPLC с использованием коллектора фракций отделить SIB от STB и NCS. Изменение содержания воды в реакционной смеси в пределах 3-10 % оказывает существенное влияние на выход реакции йододестанилирования.

#### Список литературы:

1. Edited by Raymond M. Reilly Monoclonal antibody and peptide-targeted radiotherapy of cancer.
2. Pradeep K. Garg, T Gerald E. Archer JR, Darell D. Bigner and Michael Zalutsky Synthesis of Radioiodinated N-Succinimidyl Iodobenzoate: Optimization for Use in Antibody Labelling.
3. Puja Sapra, Boris Shor Antibody-based therapies in cancer: Advances and challenges.

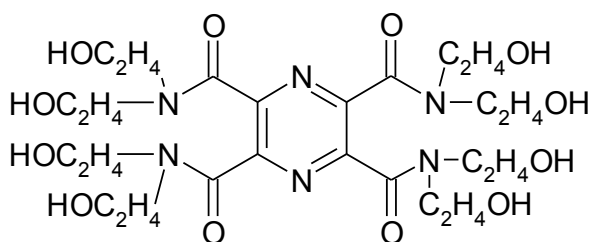
## ЭКСТРАКЦИЯ Am(III), Cm(III) И ЛАНТАНОИДОВ В ПРИСУТСТВИИ ВОДОРАСТВОРИМОГО ЛИГАНДА – ТЕТРААМИДА 2,3,5,6-ПИРАЗИНТЕТРАКАРБОНОВОЙ КИСЛОТЫ

*И.А. Согласов, П.И. Матвеев*

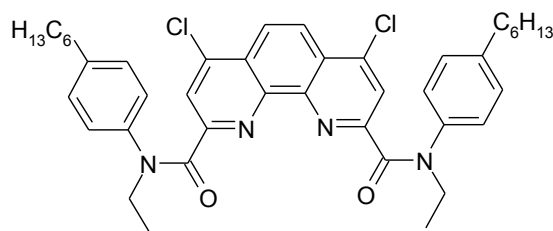
МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, IS-3594@yandex.ru, petr.i.matveev@gmail.com

Разделение трехвалентных актинидов и лантанидов является сложной химической задачей ввиду близости их химических свойств. Такая задача возникает при переработке ОЯТ, а также при производстве индивидуальных соединений лантаноидов. Основным способом разделения в обоих случаях является жидкостная экстракция. Одним из важных параметров, описывающих эффективность разделения, является коэффициент разделения. Для ряда экстрагентов его значение в случае разделения соседних лантаноидов варьируется в диапазоне 1,4-2,0. Для усиления эффекта разделения в водную фазу можно добавлять водорастворимый лиганд, который будет преимущественно связывать менее экстрагируемые лантаноиды, что приведет к увеличению коэффициента разделения. Для количественного описания разделения америция, кюрия и соседних лантаноидов необходимо в начале установить константы связывания водорастворимого лиганда с катионами вышеперечисленных металлов.

Таким образом, целью работы было определение констант кислотности, а также констант связывания Am, Cm и некоторых лантаноидов с тетраамидом 2,3,4,5-пиразинтетракарбонической кислоты – далее A1 (рис. 1). Определение констант производилось методами потенциометрического титрования и конкурентного спектрофотометрического титрования, а также на основании данных экстракционных экспериментов.



*Рис. 1. Лиганд A1*



*Рис. 2. Лиганд L1*

Помимо этого были проведены эксперименты для оценки коэффициентов разделения пар Am/Eu, Am/Cm и некоторых пар лантаноидов. В качестве экстрагента использовался парагексилфенилэтиламид-1,10-фенантролин-2,9-дикарбоновой кислоты. Ранее была показана перспективность применения этого лиганда для разделения актинидов и лантаноидов. Экстракция проводилась в следующих условиях: 1,5:1,5 мл орг.фаза : водная фаза. Водная фаза содержала 3 М NaNO<sub>3</sub>, индикаторные количества Eu-152 и Am-241, при концентрациях лиганда А1 0,05-5 мМ. Органическая фаза – 0,05 М лиганда L1 в октаноле (рис. 2). На основании полученных результатов были определены коэффициенты распределения и разделения для исследованных металлов.

*Работа выполнена при финансовой поддержке Российского Фонда Фундаментальных Исследований (проект 15-03-99646-а).*

## **ИЗУЧЕНИЕ ФОРМ НАХОЖДЕНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЕ В РАЙОНЕ РАСПОЛОЖЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЯ ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ**

*В.Г. Старинский*

ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва

На предприятии ДВЦ ДальРАО проводятся работы по обращению с ОЯТ и РАО и реабилитации загрязненных территорий, образовавшихся в результате прошлой деятельности. Основным источником загрязнения окружающей среды на промплощадке являются приповерхностные хранилища радиоактивных отходов, объекты хранения ОЯТ, техногенно-загрязненные грунты, неравномерно распределенные по территории площадки. Основными дозообразующими радионуклидами являются <sup>137</sup>Cs и <sup>90</sup>Sr. Содержание <sup>137</sup>Cs в почве варьируется в диапазоне от 21 до 6500 Бк/кг, <sup>90</sup>Sr – от 190 до 3000 Бк/кг. На отдельных участках технической площадки активность <sup>137</sup>Cs в поверхностном слое почвы достигает значений 60000 Бк/кг, <sup>90</sup>Sr – 250000 Бк/кг, <sup>60</sup>Co – 2000 Бк/кг. Особенности миграции техногенных радионуклидов по профилю почвы, а также степень их биологической доступности для наземной и морской биоты определяется формами нахождения радионуклидов в почве, изучение которых являлось предметом настоящей работы.

Исследование форм нахождения цезия-137, стронция-90 и кобальта-60 в образцах почв, отобранных на территории предприятия, проводили методом последовательных экстракций. В эксперименте оценивали относительное содержание обменных форм (экстракция 1М уксуснокислым аммонием), форм, связанных с оксидами железа и алюминия (экстракция 1М соляной кислотой), необменной или прочнофиксируемой формы (экстракция 6 М азотной кислотой). <sup>90</sup>Sr в элюатах определяли методом радиохимического выделения (МУК 2.6.1.033-2003), <sup>137</sup>Cs и <sup>60</sup>Co – определяли гамма-спектрометрическим методом с полупроводниковым германиевым детектором. В результате проведенных исследований показано, что кобальт-60 и стронций-90 характеризуются достаточно высокой биодоступностью. Доля стронция в обменной фракции достигает 50 %, что касается фракции, связанной с оксидами железа и алюминия, то здесь его доля достигает 20 %, а для кобальта-60 – 50 %.

Напротив, цезий-137, присутствующий в почвах данного региона, характеризуется низкой биодоступностью. Доля радионуклида в прочнофиксируемой фракции достигает 95 %. Данные, полученные в эксперименте, хорошо коррелируют с характером распределения техногенных радионуклидов по глубине в локальных очагах загрязнения технической площадки.



**ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАССОВОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ ПЛУТОНИЯ ВО ВХОДНЫХ ПРОДУКТАХ НА УСТАНОВКЕ АХУ-5Ж***Т.А. Зайцева, Е.В. Зацепина, О.В. Степанова, О.В. Старовойтова*

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

Для минимизации количества и продолжительности ручных операций при работе с высокоактивными пробами и достижения новых требований анализа была внедрена методика подготовки входных продуктов к измерению изотопного состава урана масс-спектрометрическим методом. Методика реализована на жидкостном хроматографе Knauer со спектрофотометрическим детектором, встроенном в установку АХУ-5Ж, адаптированную для работы в условиях горячей камеры посредством проточной ячейки с выносными световодами и системой пробоотбора. Экстракционно-хроматографическое отделение урана от высокоактивных примесей и мешающих элементов осуществляется на хроматографических колонках, заполненных сорбентом на основе сильносшитого полистирола LPS-500, пропитанного ди(2-этилгексилового) эфиром метилфосфоновой кислоты (ДЭГМФ). Внедренная методика позволяет в режиме online определять массовую концентрацию урана в анализируемых растворах.

Хроматограф Knauer позволяет регистрировать хроматограммы одновременно при 4-х длинах волн. Таким образом, целью данной работы стала оценка возможности одновременного определения массовой концентрации урана и плутония спектрофотометрическим методом на установке АХУ-5Ж. В существующей методике пробоподготовки входных продуктов, плутоний переводят в неэкстрагируемое трехвалентное состояние посредством добавления сульфамината железа. Железо вместе с плутонием полностью вымываются с колонки в течение первых 4 мин и не мешают определению урана. Известно, что раствор трехвалентного плутония имеет пик поглощения при длине волны 602 нм. Регистрация хроматограммы плутония осуществляется одновременно с хроматограммой урана. Установленный диапазон определяемых массовых концентраций плутония составил от 10 до 200 мг/дм<sup>3</sup>. Внедренная хроматографическая установка АХУ-5Ж позволяет проводить анализ высокоактивных проб на содержание нескольких компонентов одновременно.

**РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ РАФИНАТА АФФИНАЖНЫХ ОТДЕЛЕНИЙ С ОТВЕРЖДЕНИЕМ В ЦЕМЕНТНОЕ ВЯЖУЩЕЕ***О.М. Слюнчев, В.А. Ремизова, П.А. Бобров*

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

В результате работы радиохимического комплекса ФГУП «ПО «Маяк» образуется широкая номенклатура жидких среднеактивных отходов (САО).

К одним из наиболее проблемных в этом плане жидких радиоактивных отходов (ЖРО) относится азотнокислый рафинат аффинажных отделений плутония и нептуния, содержащий азотную кислоты, железо, сульфаты и ион аммония. Высокие концентрации азотной кислоты, железа и сульфатов придают раствору высокую коррозионную активность - что осложняет его утилизацию по существующей схеме. Удельная активность рафината по альфа-, бета-, гамма-излучающим нуклидам составляет до 10<sup>8</sup> Бк/л.

В соответствии с проектом комплекса цементирования рафинат планировали направлять на печь остекловывания. Однако исследования, проведенные в 2010-2014 гг., показали, что печь остекловывания сможет переработать только около 30 % азотнокислого рафината из-за высокого содержания коррозионно-активных элементов (SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>, Fe<sup>3+</sup>). В связи с этим рассмотрена возможность локализации рафината в неорганическую матрицу.

Среди возможных вариантов переработки рафината наиболее простым является цементирование. Однако, в соответствии с НП-019 в цементную матрицу не могут включаться

ЖРО, содержащие вещества, взаимодействующие с цементом с образованием токсичных веществ (например, соли аммония). По этой причине включать рафинат в матрицу на основе портландцемента нецелесообразно.

Одним из возможных матричных материалов, обладающих надежной локализацией РАО является цементоподобное фосфатное связующее. Данный материал имеет ряд особенностей, например, нейтральный рН среды, которые можно использовать при обращении с подобными РАО.

Эксперименты проводили на имитационных растворах и реальном технологическом продукте. Отверждение растворов проводили в низкотемпературную фосфатную композицию с использованием таких компонентов как MgO и K<sub>2</sub>HPO<sub>4</sub>.

Результаты экспериментов выполненных на имитационных растворах позволили определить объемы продуктов на всех стадиях процесса, параметры процесса отверждения.

В ходе экспериментов на реальном продукте проверено несколько вариантов переработки рафината аффинажных отделений. Показано, что цементные компаунды, содержащие до 25 масс. % радиоактивной пульпы, обладали регламентированными свойствами, удовлетворяющими требованиям ГОСТ Р 51833:

- прочность при сжатии на 28 сут. твердения 15-20 МПа;
- средняя скорость выщелачивания Cs-137 за 90 сут. из компаундов составляет  $2,03 \cdot 10^{-5}$ - $1,52 \cdot 10^{-4}$  г/(см<sup>2</sup>·сут).

Новая технология переработки рафината аффинажных отделений с отверждением в фосфатное вяжущее будет опробована на ФГУП «ПО «Маяк» во второй половине 2016 г. на опытно-промышленной установке.

## **МАСШТАБИРОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА АЛЬФА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ ПРИ ОБЛУЧЕНИИ <sup>226</sup>Ra**

*Р.А. Кузнецов, В.А. Тарасов, П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.В. Куприянов, Е.Г. Романов, В.А. Узиков*

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, ogip@niiar.ru

В настоящее время в АО «ГНЦ НИИАР» ведутся работы по созданию производства короткоживущих альфа-эмиттеров медицинского назначения путем облучения <sup>226</sup>Ra в высокопоточном реакторе СМ [1]. При облучении радия образуются долгоживущие радионуклиды <sup>227</sup>Ac, <sup>228</sup>Th и <sup>229</sup>Th, которые используются в качестве материнских изотопов в генераторах короткоживущих альфа-эмиттеров, таких как <sup>223</sup>Ra, <sup>224</sup>Ra, <sup>225</sup>Ac.

Для изготовления мишеней радий, предварительно очищенный от примесей методами ионообменной хроматографии, соосаждают с нитратом свинца из концентрированной азотной кислоты, осадок отделяют фильтрованием через фильтр-патроны с последующим прокаливанием при 700 °С, которые герметизируются в реакторных ампулах. Облучение радиевых мишеней проводится в нейтронной ловушке реактора СМ в течение 20÷30 сут в потоке нейтронов  $(1 \div 1,5) \cdot 10^{15}$  см<sup>-2</sup>с<sup>-1</sup>. После вскрытия облученных мишеней и растворения облученного материала, производят отделение невыгоревшего радия от актиния и тория путем соосаждения с нитратом свинца из концентрированной азотной кислоты. Разделение нитратов актиния, тория проводится методом анионообменной хроматографии в системе BioRad AG-1x8 (NO<sub>3</sub><sup>-</sup>) / HNO<sub>3</sub>. Дополнительная очистка нитрата актиния от примесей производится методом экстракционно-распределительной хроматографии в системе Ln-Resin / HNO<sub>3</sub>.

Генерирование короткоживущих радионуклидов <sup>223</sup>Ra и <sup>224</sup>Ra из <sup>227</sup>Ac и <sup>228</sup>Th осуществляется по двухколоночной схеме. На первой колонке происходит сорбция материнских радионуклидов. В случае <sup>227</sup>Ac – на сорбенте Ln-Resin, в случае <sup>228</sup>Th – на анионите BioRad

AG-1x8. На второй колонке производится сорбция радия из ацетатного буферного раствора, содержащего ЭДТА на сильноокислом катионите AG-50x8, с последующим элюированием раствором  $\text{HNO}_3$ . Перевод препаратов в хлориды осуществляется упариванием азотнокислых растворов и растворением сухого остатка в разбавленной соляной кислоте.

К настоящему моменту были облучены пять опытных мишеней содержащих от 2,5 до 50 мг  $^{226}\text{Ra}$ , получен ряд опытных партий препаратов  $^{227}\text{Ac}(\text{NO}_3)_3$ ,  $^{228}\text{Th}(\text{NO}_3)_4$ ,  $^{223}\text{RaCl}_2$ ,  $^{224}\text{RaCl}_2$  и определены их основные характеристики.

При этом накопленный опыт обращения  $^{226}\text{Ra}$  и продуктами его активации, позволил выявить ряд проблем, с которыми придется столкнуться при масштабировании технологии облучения радия, в том числе:

- значительное тепловыделение в облучаемых мишенях;
- повышение давления в мишени за счет выделяющегося гелия;
- радиолиз ионообменных смол и сорбентов;
- химическое взаимодействие радия с оболочками мишеней;
- необходимость очистки актиния от продуктов коррозии материалов оболочки мишени;
- необходимость улавливания изотопов радона;
- отсутствие удобных и чувствительных методов контроля содержания долгоживущих альфа-излучающих примесей в получаемых короткоживущих препаратах;
- проблемы долговременного хранения долгоживущих альфа-излучающих препаратов.

В докладе представлены результаты, полученные при переработки опытных радиевых мишеней, и обсуждаются возможные пути решения проблем, возникающих при масштабировании технологии получения альфа-излучающих радионуклидов медицинского назначения.

#### Список литературы:

1. Кузнецов Р.А., Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л. и др. Получение альфа излучающих нуклидов облучением  $^{226}\text{Ra}$  в высокопоточном реакторе СМ // Известия Самарского научного центра Российской академии наук. 2014. Т. 16. №6. С.129-135.

### ИССЛЕДОВАНИЕ РАВНОВЕСИЯ В СИСТЕМАХ $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2/\text{HNO}_3/\text{H}_2\text{O}$ И $\text{Ra}(\text{NO}_3)_2/\text{HNO}_3/\text{H}_2\text{O}$

*П.С. Буткалюк, И.Л. Буткалюк, А.Ю. Баранов, А.С. Куприянов, Р.Г. Абдуллоев, Р.А. Кузнецов*  
АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, [orip@niiar.ru](mailto:orip@niiar.ru)

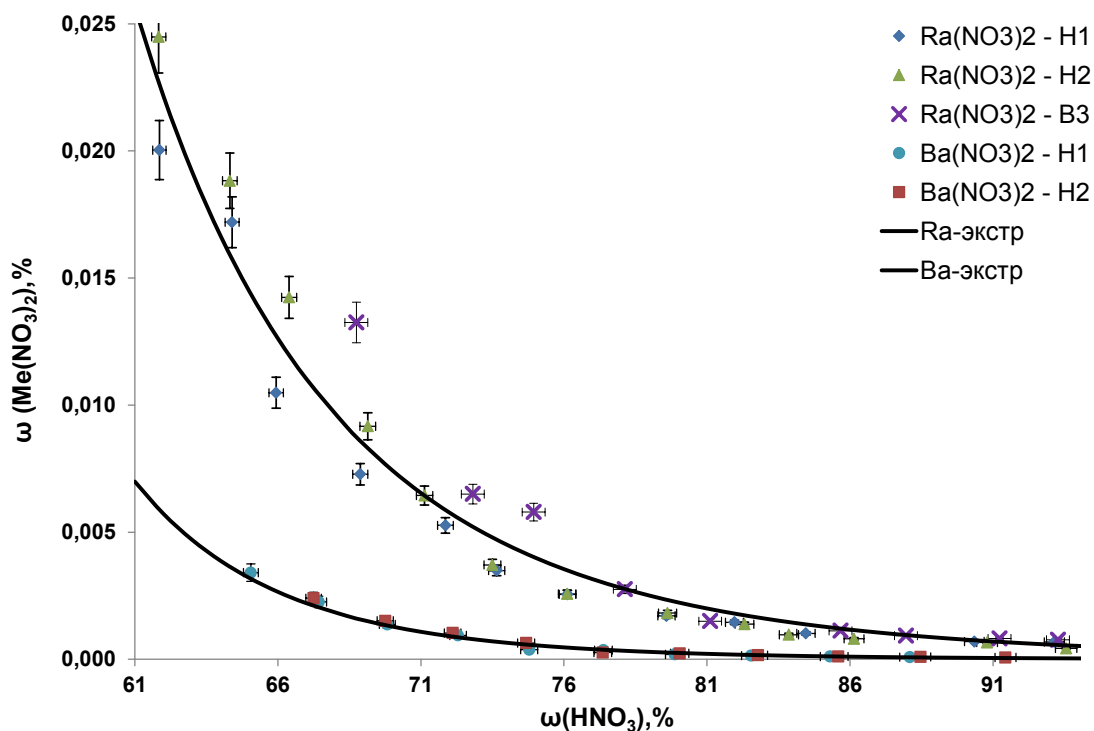
Одним из способов выделения радионуклидов  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{228}\text{Th}$  из облученного  $^{226}\text{Ra}$  является осаждение нитрата радия из концентрированной азотной кислоты [1]. Известно, что поведение нитрата радия в системе  $\text{HNO}_3\text{--H}_2\text{O}$  аналогично поведению нитратов стронция и бария, хорошо растворимых в разбавленной и плохо растворимых в концентрированной азотной кислоте [2,3]. Растворимость нитрата радия в воде при 20 °С составляет 13,9 г/100 г воды (12,2 масс. % или 0,388 М) [4]. Надежные количественные данные о растворимости нитрата радия в растворах концентрированной азотной кислоты в доступной литературе отсутствуют, однако эти данные необходимы для прогнозирования поведения радия в разрабатываемом способе производства  $^{227}\text{Ac}$  и  $^{228}\text{Th}$  [5]. Целью данной работы является экспериментальное определение растворимости нитрата радия в системе  $\text{HNO}_3\text{--H}_2\text{O}$  при высоких концентрациях азотной кислоты.

Для определения растворимости радия были проведены две серии экспериментов. В одном из них равновесие достигалось «сверху», т.е. путем добавления дымящей азотной кислоты к водному раствору нитрата радия. Во втором равновесие достигалось «снизу», т.е. путем частичного растворения заранее сформированного осадка. В предварительных экспериментах с использованием бария было показано, что в первом случае равновесие достигается за 20 ч, во втором за 4 ч. Осадок  $Ra(NO_3)_2$  отделяли от раствора центрифугированием. Объемную активность  $^{226}Ra$  в фильтрате определяли методом альфа-спектрометрического анализа, а концентрацию азотной кислоты - методом потенциометрического титрования стандартизованными растворами тетрабората натрия либо карбоната натрия. Данные по растворимости, полученные двумя методами хорошо согласуются между собой. Корректность применяемой процедуры определения растворимости подтверждали измерением растворимости нитрата бария в аналогичных условиях и сравнением полученных значений со справочными данным. Погрешность определения концентрации радия в растворе составляла 5-10 %, концентрации азотной кислоты – не более 3 %.

Результаты выполненных экспериментов показали, что в диапазоне концентраций  $HNO_3$  от 61 до 96 % растворимость нитрата радия уменьшается от  $\sim 0,02$  до  $\sim 4 \cdot 10^{-4}$  г/100 г раствора. Растворимость нитрата радия во всем исследованном диапазоне концентраций  $HNO_3$  больше растворимости нитрата бария в аналогичных условиях. Кривые растворимости нитратов радия и бария можно аппроксимировать эмпирическими уравнениями вида

$$\omega(Me(NO_3)_2) = A \cdot (\omega(HNO_3))^B$$

с параметрами  $A = 3,0 \cdot 10^{-6}$ ,  $B = -9,0$  и  $A = 1,6 \cdot 10^{-7}$ ,  $B = -12,3$  с коэффициентами корреляции  $k=0,941$  и  $k=0,977$  для радия и бария, соответственно.



**Рис. 1. Зависимость растворимости нитрата радия от концентрации азотной кислоты. Буквами «H» и «B» обозначен способ достижения равновесия – «снизу» или «сверху»**

Список литературы:

1. Кузнецов Р.А., Буткалюк П.С., Тарасов В.А. и др. Выходы продуктов активации при облучении  $^{226}Ra$  в высокопоточном реакторе СМ // Радиохимия. 2012. Т. 54. №4. С. 352-356.

2. Проценко П.И., Разумовская О.Н., Брыкова Н.А. Справочник по растворимости нитритных и нитратных солевых систем. Ленинград.: Химия, 1971. 272 с.

3. Мишина Н.Е., Зильберман Б.Я., Кольцова Т.И. и др. Состав осадков нитратов бария и стронция при кристаллизации из растворов азотной кислоты. // Радиохимия. 2014. Т. 56. №3. С. 214-222.

4. Erbacher O. Löslichkeits-Bestimmungen einiger Radiumsalze //Berichte der deutschen chemischen Gesellschaft (A and B Series).1930. V. 63. №1. P.141-156.

5. Кузнецов Р.А., Буткалюк П.С., Буткалюк И.Л. и др. Получение альфа излучающих нуклидов облучением  $^{226}\text{Ra}$  в высокопоточном реакторе СМ // Известия Самарского научного центра Российской академии наук. 2014. Т. 16. №6. С. 129-135.

## ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ С ПОМОЩЬЮ УЛЬТРАЗВУКА

*М.В. Ерофеева, Ю.В. Козина, Н.А. Кузнецова*

ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск

В соответствии с природоохранным законодательством и «Комплексным планом предприятия по обеспечению решения экологических проблем, связанных с текущей и прошлой деятельностью ФГУП «ПО «Маяк» одной из наиболее актуальных задач в настоящее время является снижение объемов жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Значительную часть общего объема ЖРО, образующихся в подразделениях ФГУП «ПО «Маяк», в частности, на радиохимическом производстве, составляют отработанные дезактивирующие растворы.

Одним из возможных путей решения данной проблемы является интенсификация процесса жидкостной дезактивации за счет использования ультразвука (далее – УЗ).

В отделении мойки радиохимического завода на дезактивацию направляют технологическое оборудование, изготовленное из различных конструкционных материалов, загрязнение которого обусловлено широким спектром радионуклидов.

Для отмывки оборудования из нержавеющей стали, титана и его сплава, предусмотрено использование травильных растворов состава:

$\text{HNO}_3$ .....от 400 до 500 г/дм<sup>3</sup>;

$\text{NaF}$  .....от 2 до 4 г/дм<sup>3</sup>

Для дезактивации изделий, изготовленных из углеродистой стали и чугуна, используется раствор следующего состава:

$\text{HNO}_3$ .....50 г/дм<sup>3</sup>;

$\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ .....5 г/дм<sup>3</sup>;

$\text{CH}_4\text{N}_2\text{S}$ .....1 г/дм<sup>3</sup>.

Цель работы заключалась в оценке эффективности дезактивации с помощью ультразвука, а также коррозионного влияния ультразвука на конструкционные материалы.

Дезактивацию проводили погружным методом в отсутствие и присутствии УЗ в вышеперечисленных растворах. Отмывку фрагментов оборудования без УЗ и с УЗ проводили при температуре  $(60 \pm 5)^\circ\text{C}$  циклами длительностью соответственно 6 ч и 10 мин.

В ходе работы установили, что:

– УЗ обработка является высокоэффективным методом интенсификации жидкостной дезактивации;

– ускорение процесса дезактивации за счет отслаивания и дробления поверхностных пленок, содержащих радиоактивные вещества, позволяет в среднем сократить время обработки в 12 раз;

– применение УЗ позволяет снизить объемы жидких радиоактивных отходов в 2-3 раза.

Коррозионные испытания воздействия УЗ (в течение 10 мин) на конструкционные материалы в дезрастворах показали, что скорости коррозии для нержавеющей, углеродистой сталей и чугуна превышают аналогичные показатели, полученные при выдержке фрагментов оборудования в горячих дезрастворах в течение 6 ч, соответственно в 10, 60 и 100 раз. Однако, за счет сокращения времени обработки толщина снимаемого слоя для нержавеющей, углеродистой стали и чугуна не превысила соответственно 0,4 мкм, 5 мкм и 9 мкм.

В целом, жидкостная дезактивация в присутствии УЗ позволяет достаточно эффективно дезактивировать как действующее технологическое оборудование до норм ремонтнопригодности, так и металлические РАО с целью снижения категории отходов, а следовательно, приведет к сокращению расходов на дальнейшее обращения с ними.

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СОВРЕМЕННОГО МЕТОДА АНАЛИЗА – РАМАНОВСКОЙ СПЕКТРОСКОПИИ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ЗАДАЧАМ ФГУП «ПО «МАЯК»**

*Ю.А. Каримова*

ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, big\_J\_666@mail.ru

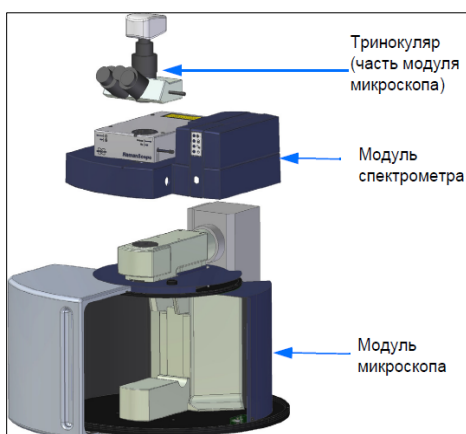
Рамановская спектроскопия, как метод неразрушающего химического анализа, стала широко известна к концу 1930-х годов. Однако лишь в 60-х, с развитием и усовершенствованием лазерных установок, КР-спектроскопия стала использоваться повсеместно. К настоящему времени ни одна крупная промышленная организация, химическая лаборатория или фармацевтическая компания не обходится без данного метода исследования. Он позволяет производить качественный анализ различных образцов лекарств, полимерных материалов, химических реактивов и пищевых добавок.

Физическое явление, лежащее в основе данного метода спектрометрии – комбинационное рассеяние. Оно возникает в результате взаимодействия лазерного излучения с анализируемым веществом. Свет с определенными характеристиками (длиной волны, мощностью источника), попадая на образец, возбуждает колебания молекулярных связей. Выделяемая при этом энергия детектируется, преобразуется в сигнал определенной интенсивности и отображается на экране в виде спектра.

Принцип действия КР-спектрометра во многом схож с работой инфракрасного. Это два взаимодополняющих метода, однако важное преимущество Раман-спектроскопии заключается в отсутствии какой-либо пробоподготовки. Нет особых требований ни к агрегатному состоянию, ни к химическому классу исследуемого соединения. Это еще одна важная особенность: многофункциональность и широкий диапазон возможностей.

На ФГУП «ПО «Маяк» большое разнообразие материалов и веществ, которые нужно исследовать: это и шихта и готовые стекла для отверждения ВАО, и исходные реактивы, и сплавы металлов, и различные виды пластика. Для работы с подобными соединениями был приобретен один из самых современных и высокотехнологичных спектрометров – Bruker Senterra.

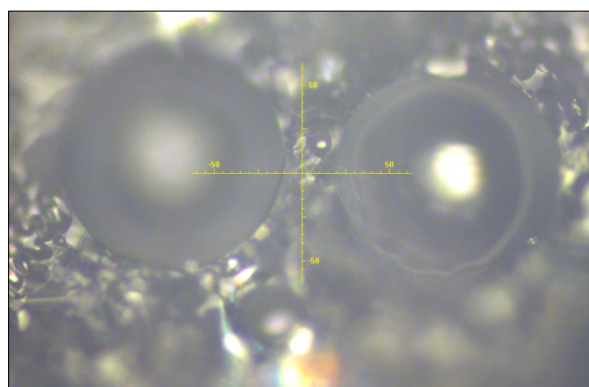
Устройство прибора блочное: в зависимости от потребностей заказчика спектрометр дополняется различными аксессуарами. В стандартной комплектации основную часть составляет модуль электронного микроскопа. С его помощью было сделано много качественных фотографий, позволяющих оценить размеры частиц, рассмотреть все включения и дефекты образцов.



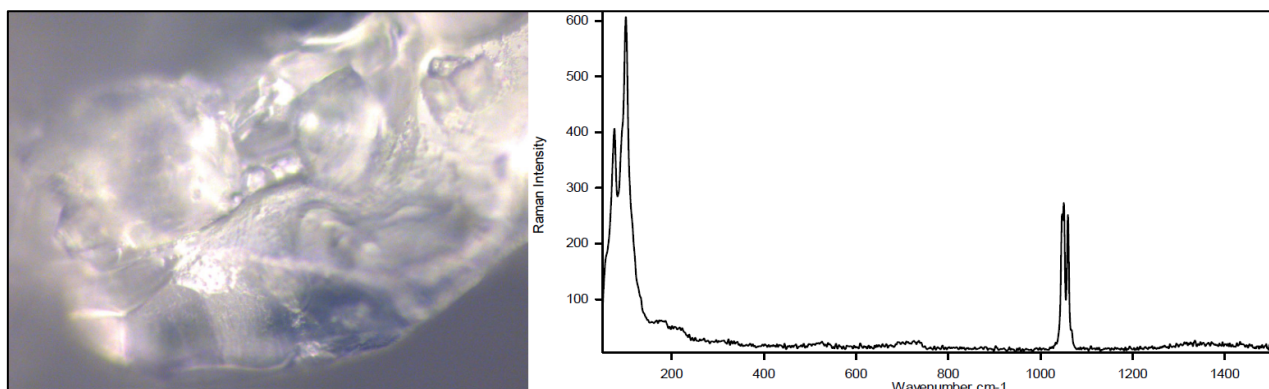
**Рис. 1. Модули спектрометра Bruker Senterra**

В дальнейшем, установив координаты интересующих областей пробы, можно снять КР-спектр и получить данные об инородном включении. Это, несомненно, является важным достоинством данного устройства: анализ смешанного образца в конкретной точке.

Описанное выше устройство обладает еще одним достоинством – наличием выносной кюветы, позволяющей работать с активными образцами, например, в горячей камере. Таким образом, Bruker Senterra – это уникальный аналитический комплекс, сочетающий в себе несколько приборов, которые могут дать исчерпывающую информацию о том или ином веществе. Это необходимо для поддержания постоянной работы технологических и аналитических лабораторий.



**Рис. 2. Микрофотография стекла, 200-кратное увеличение; выявлен дефект – крупные пузырьки воздуха в объеме**



**Рис. 3. Результаты анализа образца неизвестного состава, микрофотография кристаллов с 200-кратным увеличением**

Отдельно стоит выделить работу с соединениями, образующимися в результате экспериментов. Их состав устанавливается в лабораториях заводов и ЦЗЛ. В данном случае иден-

тификация возможна благодаря обширной базе данных, которую можно пополнять самостоятельно, имея необходимые соединения.

Один из примеров: определение природы неустановленного кристаллического осадка. После снятия спектра и сравнения с имеющейся базой данных, выявлено, что это частицы  $\text{NaNO}_3$ .

Аналитические лаборатории – важные подразделения в составе производственных объединений. Помимо рутинных измерений, необходимых для бесперебойного функционирования заводов, немало анализов выполняется по заказу научных организаций. В этом случае производится целый спектр разнообразных исследований, результаты которых потом ложатся в основу публикаций и отчетов. От качества обработки результатов зависит исход целой работы, поэтому особенно важна квалификация инженеров-аналитиков для использования такого оборудования, как современный спектрометр Bruker Senterra.

## ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ЭЛЕКТРОИМПУЛЬСНОГО СПЕКАНИЯ ПОД ДАВЛЕНИЕМ ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК $\text{UO}_2$

*П.В. Махров<sup>1</sup>, Е.К. Папынов<sup>2,3</sup>*

<sup>1</sup>ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, makhrovpavel@gmail.com

<sup>2</sup>Институт химии ДВО РАН, г. Владивосток, papunov@mail.ru

<sup>3</sup>ДВФУ, г. Владивосток

$\text{UO}_2$  в настоящее время – одно из самых распространенных химических соединений, используемых в качестве ядерного топлива энергетических ядерных реакторов. Типичная технология изготовления таблеток из  $\text{UO}_2$  включает следующие основные технологические операции: грануляцию – прессование – удаление связки – спекание – контроль качества и размера таблеток.

Одним из основных требований, предъявляемых к ядерному топливу, является его плотность. В производстве на плотность таблеток влияют множество факторов: рН при осаждении исходного соединения, температура и время восстановления и прокаливания.

Поэтому ФГУП «ПО «Маяк», совместно с ИХ ДВО РАН провел работу по изучению возможности изготовления таблеток из диоксида урана методом электроимпульсного спекания, которое позволило бы уменьшить количество операций на пути получения конечного продукта, при этом обладающего плотностью, близкой к теоретической.

Технология электроимпульсного спекания под давлением (ЭИСД) известная как искровое плазменное спекание (Spark Plasma Sintering, SPS) является высокоэффективной технологией в области консолидирования порошковых материалов для получения принципиально новых наноструктурированных композитных и градиентных керамоструктур. Ключевой идеей SPS метода консолидирования порошков является способ нагрева, осуществляемый электрическим током, который пропускается непосредственно через прессформу, в которой размещен порошковый материал. В данных условиях на консолидируемый порошок одновременно воздействуют электрическим током с мощным импульсным разрядом и механическим давлением.

Таким образом, мы можем получить спеченные таблетки с плотностью, близкой к теоретической, используя порошки, не прошедшие по плотности, при использовании стандартного метода производства топливных таблеток.

Целью данной работы является сравнение стандартной технологии получения ядерного топлива (холодное прессование, затем высокотемпературное спекание в восстановительной среде) и SPS синтеза, выявление достоинств и недостатков обоих методов.

Для этого в ИХ ДВО РАН были отправлены образцы порошка  $\text{UO}_2$ , которые обладали заведомо низкими керамическими свойствами. Этот порошок был спечен методом SPS син-



теза на установке SPS-515S «Dr.Sinter\*LABTM», производство Япония, и полученные спеченные образцы имели плотность  $\approx 95-97\%$  от теоретической. В процессе подготовки порошка не применялась грануляция и добавление смазки-пластификатора.

Спеченные образцы были отправлены в ФГУП «ПО «Маяк», ЦЗЛ, где повторно прошли измерение плотности и проведены металлографические исследования микрошлифов.

## РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ НЕРАСТВОРИМОГО СОЕДИНЕНИЯ ЙОДА-129

*Р.В. Пашковский, Ю.А. Занора, С.В. Степанов, И.А. Истомин*

ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск

Улавливание газоаэрозольных радиоактивных отходов предприятий ядерного топливного цикла является важной частью технологического процесса. При переработке ОЯТ на технологических цепочках завода РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк» происходит значительное выделение в газовую фазу радиоактивного йода-129. Для улавливания йода-129 используется сорбент на основе активного гамма-оксида алюминия, пропитанного азотнокислым серебром, который загружен в адсорбционные колонны. Сорбент обладает высокой эффективностью улавливания йода (более 99,9 %).

После выработки ресурса адсорбционных колонн, уловленный йод-129 хранится непосредственно на сорбенте, что не является окончательной формой долговременного его хранения. С целью возврата дорогостоящего сорбента в промышленную эксплуатацию и выделения долгоживущего йода-129 проводится процесс регенерации адсорбционных колонн, в результате которого образуется определенное количество щелочных растворов ЖРО, содержащих радиоактивный йод-129.

После регенерации из полученного щелочного раствора необходимо извлечь радиоактивный йод-129 в виде нерастворимого соединения для организации дальнейшего обращения с ним. Наиболее надежным соединением для фиксации радиоактивного йода является йодид меди. Йодид меди был выбран как наиболее малорастворимое, термически устойчивое соединение йода.

Осаждение йодида меди возможно как из кислой, так и из щелочной сред. В щелочной среде образуется большое количество твердых примесей, например гидроксид меди и алюминия, требуется пяти-шести кратный избыток осадителя, что приводит к существенному увеличению объема твердых отходов и повышенному расходу реагентов.

В кислой среде достаточно 20 % избытка относительно стехиометрии реакции образования йодида меди, при этом образуется практически чистая соль, не содержащая примесей гидроксидов металлов.

Осаждение йодида меди из кислой среды осуществляется в соответствии с реакциями:



Сложность осаждения йодида меди из кислых растворов заключается в существенном влиянии различных факторов на химизм процесса, таких как температура, ионный состав растворов, количество восстановителя, кислотность и т.д. В определенных условиях это может приводить к существенному уносу молекулярного йода-129 в газовую фазу, например на стадиях подкисления исходного щелочного раствора и добавления в него нитрата меди.

В настоящей работе были проведены эксперименты по осаждению йодида меди из модельных растворов при различных условиях для определения степени осаждения йодида меди и степени уноса молекулярного йода в газовую фазу.

По результатам проведенных опытов был сделан вывод, что наиболее полное осаждение йодида меди происходит из кислой среды ( $\text{pH} = 2\div 3$ ) при 20 масс. % избытке осадителя нитрата меди относительно стехиометрии.

Весь полученный осадок йодида меди подготовлен для проведения дальнейших экспериментов по включению его в неорганическую матрицу (керамикрит). Включение осадка йодида меди в керамикрит позволит организовать дальнейшее надежное обращение с таким опасным для окружающей среды радионуклидом, как йод-129.

## **ОЦЕНКА ДЕЗАКТИВИРУЮЩЕЙ СПОСОБНОСТИ ИОНООБМЕННЫХ ТКАНЕЙ ПРИ ДЕЗАКТИВАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ И ОБЛИЦОВОЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ**

*О.А. Сахненко, Н.А. Кузнецова*

ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск

С целью сокращения объемов жидких радиоактивных отходов, образующихся после дезактивации оборудования и производственных помещений, в настоящее время рассматривается возможность применения на радиохимическом производстве малоотходных технологий дезактивации.

Одним из наиболее распространенных таких методов дезактивации является обработка загрязненных поверхностей обтирочной тканью, смоченной в дезрастворе. Для интенсификации процесса отмытки и предотвращения переноса радиоактивных загрязнений с грязных участков на более чистые рекомендовано использовать вместо обычной обтирочной ткани ионообменные ткани.

Объектами исследований являлись ионообменные материалы:

- фосфорилированная ткань (далее – ФТ);
- ферроцианидные материалы (ткани на основе ферроцианида никеля (далее – ФЦН) и меди (далее – ФЦМ).

Целью данной работы являлось определение дезактивирующей способности указанных материалов от альфа и бета-радионуклидов на различных конструкционных и облицовочных материалах, а также оценка возможности применения данных тканей в подразделении федерального государственного унитарного предприятия ФГУП «ПО «Маяк» (далее – «ПО «Маяк»).

Ионообменные материалы получали следующим образом:

- фосфорилированные ткани готовили вымачиванием хлопчатобумажного полотна в растворе, содержащем: фосфорную кислоту и мочевины;
- ферроцианидсодержащие ткани готовили путем вымачивания хлопкового полотна в суспензиях соответствующих солей меди и никеля.

Обработанный материал отжимали и высушивали при температуре от 100 °С до 120 °С в сушильном шкафу до полного высыхания.

Оценку дезактивирующей способности ионообменных тканей проводили на конструкционных и облицовочных материалах.

При проведении лабораторных испытаний для загрязнения образцов использовали технологические пробы, содержащие в своем составе  $\alpha$ - и  $\beta$ -радионуклиды ( $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ). Исходные уровни радиоактивного загрязнения для всех видов образцов составляли соответственно до 1250  $\alpha$ -част/( $\text{см}^2 \cdot \text{мин}$ ) и до 4500  $\beta$ -част/( $\text{см}^2 \cdot \text{мин}$ ).

Металлические образцы, изготовленные из нержавеющей и углеродистой сталей, загрязняли капельным методом, а пластиката – методом «сухого мазка» (путем контакта их с предварительно загрязненным поливинилхлоридным пластиком). Обработку загрязненных поверхностей проводили методом натирки и контакта. Метод натирки предполагает обра-

ботку поверхности тканью, смоченной водой (или дезраствором), при небольшом давлении на ткань в течение нескольких минут. Метод контакта предполагает наложение ткани, смоченной водой (или дезраствором), на обрабатываемую поверхность на длительное время с последующей протиркой тканью, смоченной водой.

При отмывке материал увлажняли как водой, так и штатными дезактивирующими растворами: 3 % ЛАБСК и 1 % СФ-3К.

Лабораторные исследования показали, что все материалы достаточно эффективно удаляют радиоактивные загрязнения с конструкционных и облицовочных материалов. Использование ионообменных тканей увеличивает эффективность дезактивации от 1,5 до 30 раз. Дезактивирующие ткани могут применяться для дезактивации нержавеющей и углеродистой сталей. Причем, основная часть загрязнения снимается после первого цикла дезактивации образцов. Использование данных материалов позволяет снизить исходное загрязнение оборудования до фоновых значений радиометрической установки. При этом дезактивация методом натирки более эффективна по сравнению с дезактивацией методом контакта. Дезактивирующая способность увеличивается в 2-3 раза при использовании в качестве смачивающего агента дезактивирующего состава СФ-3К с массовой долей 3 %.

С целью оценки возможности применения ионообменных материалов в подразделениях предприятия были проведены опытно-промышленные испытания. Работы проводились в производственных помещениях радиохимического завода и завода по производству изотопной продукции.

Радиоактивное загрязнение поверхностей оборудования и рабочих помещений данных подразделений обусловлено наличием радионуклидов  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ . Дезактивации подвергались люки, транспортные цепочки, манипуляторы (нержавеющая сталь), стены (окрашенные или облицовочные пластиком), напольные покрытия (пластикат, нержавеющая сталь).

Исходные уровни радиоактивного загрязнения для всех поверхностей составляли соответственно до 5000  $\alpha$ -част/( $\text{см}^2 \cdot \text{мин}$ ) и до 20000  $\beta$ -част/( $\text{см}^2 \cdot \text{мин}$ ).

Дезактивацию проводили при комнатной температуре методом натирки тканью размером 20×20 см, смоченной водой, дезрастворами 1 % СФ-3К и 3 % ЛАБСК. Отмывка осуществлялась двумя циклами продолжительностью по 1 мин. Каждый последующий цикл дезактивации проводили свежим куском ткани. Поверхности после обработки протирали ветошью, смоченной водой, высушивали и измеряли остаточное загрязнение. Площадь обрабатываемой поверхности к площади ионообменного материала составляла 3:1.

В ходе работы установлено:

- фосфорилированные и ферроцианидные ткани обладают определенной дезактивирующей способностью. Материалы достаточно эффективно и без больших физических и временных затрат позволяют удалять радионуклидные загрязнения со всех видов поверхностей;
- за один-два цикла обработки удается существенно снизить радиоактивное загрязнение образцов, а в ряде случаев достичь фоновых значений радиометрической установки;
- использование в качестве увлажняющего агента 3 %-ного раствора ЛАБСК взамен воды не позволило добиться видимого существенного улучшения дезактивирующей способности;
- смачивание ионообменных тканей дезактивирующим раствором 1 % СФ-3К увеличило эффективность дезактивации от 2 до 20 раз в зависимости от дезактивируемого материала и исходного загрязнения;
- недостатком материалов ФЦН и ФЦМ является окрашивание дезактивируемых поверхностей при их обработке. Однако, данный недостаток легко устраняется последующей обработкой поверхности ветошью, смоченной водой.

По результатам проведенной работы было рекомендовано использование фосфорилированных и ферроцианидных тканей для дезактивации конструкционных и облицовочных материалов в различных подразделениях ФГУП «ПО «Маяк».

## ЭКСТРАКЦИОННОЕ ИЗВЛЕЧЕНИЕ АМЕРИЦИЯ ЗАМЕЩЕННЫМИ КАЛИКС[*n*]АРЕНАМИ ИЗ ЩЕЛОЧНЫХ РАСТВОРОВ

*Е.С. Степанова*<sup>1,3</sup>, *М.Ю. Тюпина*<sup>1</sup>, *С.Р. Зарипов*<sup>2,3</sup>

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

<sup>2</sup>Казанский (Приволжский) федеральный университет, г. Казань, [szaripov@gmail.com](mailto:szaripov@gmail.com)

<sup>3</sup>ОТИ НИЯУ «МИФИ», г. Озерск, [k-stepanova@list.ru](mailto:k-stepanova@list.ru)

Для выделения долгоживущих радионуклидов из щелочных ВАО необходимо осуществить целенаправленный поиск экстрагентов. Каликсареновая платформа предоставляет уникальные возможности для селективной функционализации верхнего и нижнего обода макроцикла подходящими гетероатомными группами для формирования молекулярной системы, обладающей несколькими центрами, способных к связыванию различных ионных частиц. Разработка методов синтеза, изучение растворимости и экстракционной способности п-алкил-каликс[8]аренов позволит создать научные основы будущей технологии выделения долгоживущих радионуклидов из щелочных отходов.

В настоящей работе был использован хорошо известный и доступный трет-бутилкаликс[8]арен, который, однако, имеет низкую растворимость в органических растворителях. Поэтому было принято решение о замене трет-бутильного заместителя на изононильный, которое привело к значительному увеличению растворимости в неполярных и малополярных растворителях. Изо-нонилкаликс[8]арен впервые был получен на основе промышленно доступного изононилфенола.

Исследована экстракция <sup>241</sup>Am из водных карбонатно-щелочных сред растворами п-алкилкаликс[8]аренов (R-трет-бутил, изононил-) в тетрахлорэтилене, а также их немакроциклическим аналогом - п-трет-бутилфенолом. Установлена зависимость коэффициентов распределения <sup>241</sup>Am от pH водной фазы в интервале от 11 до 13,9 и природы функциональных групп в каликсареновой платформе. Методом сдвига равновесия определен состав экстрагируемых сольватов америция с каликс[8]аренами.

Определены максимальные коэффициенты распределения <sup>241</sup>Am: для трет-бутилкаликс[8]арена – 0,9 при pH=13,4-13,6; для изононил-каликс[8]арена – 0,08 при pH = 13,6-13,7; для п-трет-бутилфенол – 0,3 при pH = 13,3-13,6. Высокая эффективность экстракции трет-бутилкаликс[8]арена возможно, связана с образованием в органической фазе агрегатов с диаметром 5,7±0,8 нм при pH водной фазы 13,5. Изононильные производные существуют в мономерной форме (диаметр частиц 1,9±0,5 нм). Размер частиц определен методом динамического рассеяния света в тетрахлорэтилене.

Таким образом, установлено, что трет-бутилкаликс[8]арен экстрагирует америций примерно в 10 раз, эффективнее, чем изононилкаликс[8]арен за счет образования в органической фазе агрегатов большего размера. Однако исходя из полученных данных об эффективности экстракции и растворимости п-алкилкаликс[8]аренов, дальнейшие исследования будут направлены на получение и исследование смешанных изо- и трет-бутил каликс[8]аренов.

*Исследование выполнено при поддержке Российского научного фонда (проект №15-13-20017).*

**Ln-СОДЕРЖАЩИЕ МОЛИБДАТЫ И ВОЛЬФРАМАТЫ, КАК ВОЗМОЖНЫЕ МАТРИЦЫ ДЛЯ КОМПОНЕНТОВ РАО. ПОЛУЧЕНИЕ, СВОЙСТВА***Е.А. Потанина, М.Г. Токарев*ННГУ им. Н.И. Лобачевского, г. Нижний Новгород, [ekaterina.potanina@list.ru](mailto:ekaterina.potanina@list.ru)  
[tockarev.mikhail2015@yandex.ru](mailto:tockarev.mikhail2015@yandex.ru)

В настоящее время в разных научных лабораториях ведется разработка методов консолидации радиоактивных отходов. Одним из них является включение радионуклидов в матрицы на основе минералоподобных соединений. Описано использование матриц на основе фосфатов, силикатов и др. с различными структурами [1, 2], также исследуются молибдаты и вольфраматы со структурой шеелита [3, 4]. Такие соединения обладают высокой изоморфной емкостью, являются устойчивыми в широком интервале температур, в расплавах хлоридов щелочных элементов, в водных средах.

Объектами исследования настоящей работы были соединения со структурой шеелита, содержащие в своем составе совместно Sr и РЗЭ (имитаторы ПД), с общей формулой  $\text{Na}_x\text{Sr}_{1-2x}\text{Ln}_x\text{RO}_4$ , где Ln = Nd, Gd; R = Mo, W; x = 0; 0,1; 0,2; 0,3; 0,4; 0,5.

Порошковые образцы получили методом твердофазных реакций и соосаждением из водных растворов. Термическую обработку шихты проводили при  $T = 700-800\text{ }^\circ\text{C}$  в течение 15 ч. Порошки исследовали методом рентгенофазового анализа на дифрактометре Shimadzu LabX XRD-6000. Микроструктуру образцов анализировали с помощью растрового электронного микроскопа Jeol JSM-6495 с рентгеновским микроанализатором INCA 350. Из порошковых образцов  $\text{Na}_x\text{Sr}_{1-2x}\text{Nd}_x\text{WO}_4$  (x = 0-0,4) методом холодного прессования-спекания получили керамики. Концентрацию стронция в растворе после выщелачивания определяли методом атомно-абсорбционной спектроскопии на атомно-абсорбционном спектрометре Shimadzu 6300.

Порошковые образцы кристаллизовались в ожидаемой структуре шеелита, были монофазными, при температурах до  $T = 1000\text{ }^\circ\text{C}$  сохраняли устойчивость. Из данных СЭМ видно образование частиц размером 0,2-0,5 мкм. Для всех полученных соединений установили зависимости параметров элементарных ячеек от эффективных ионных радиусов структурообразующих катионов.

Керамики образцов состава  $\text{Na}_x\text{Sr}_{1-2x}\text{Nd}_x\text{WO}_4$  (x = 0-0,4) имели относительную плотность ~ 80 % и в дальнейшем использовались для изучения гидролитической устойчивости соединений.

Гидролитические исследования проводили в дистиллированной воде в статическом режиме при  $T = 25\text{ }^\circ\text{C}$  в течение 28 сут. Экспериментально установлены количественные характеристики выщелачивания катиона  $\text{Sr}^{2+}$ . Минимальные скорости выщелачивания R составили  $\sim 10^{-5}-10^{-4}\text{ г}/(\text{см}^2\cdot\text{сут})$ .

На основе полученных данных можно охарактеризовать исследованные соединения и твердые растворы как устойчивые при действии высоких температур и в водных системах и рекомендовать для совместной иммобилизации щелочноземельных и редкоземельных катионов, а также молибдена, присутствующих в отходах радиохимических технологий.

*Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда (проект №16-13-10464 «Перспективные керамические минералоподобные материалы с улучшенными и регулируемыми служебными характеристиками: разработка, синтез, изучение»).*

Список литературы:

1. Волков Ю.Ф., Орлова А.И. Систематика и кристаллохимический аспект неорганических соединений с одноядерными тетраэдрическими оксоанионами. Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР». 2004. 286 с.

2. Clavier N., Podor R., Dacheus N. // Crystal chemistry of the monazite structure // J. of Eu. Ceram. Society. 2011. V. 31. Issue 6. P. 941-976.

3. Zhu H. Polarized spectral characterization and laser demonstration of  $\text{Nd}^{3+}:\text{Li}_2\text{Gd}_4(\text{MoO}_4)_7$  crystal / H. Zhu, Y. Lin, Y. Chen, X. Gong, Q. Tan, L. Zundu, Y. Huang // J. Appl. Phys. 2007. T. 102. №6. 104 с.

4. Takai S. Ionic conduction properties of  $\text{Pb}_{1-x}\text{La}_x\text{WO}_{4+\delta}$  (M = Pr, Tb) / S. Takai, K. Sugiura, T. Esaka // Mat. Res. Bul. 1999. T. 34. №2. С. 193-202.

## ОРГАНОМИНЕРАЛЬНЫЙ СОРБЕНТ НА ОСНОВЕ СМЕШАННОГО ФЕРРОЦИАНИДА ЦИНКА-КАЛИЯ ДЛЯ ИЗВЛЕЧЕНИЯ И КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ РАДИОНУКЛИДА Cs-137 ИЗ МОРСКОЙ ВОДЫ

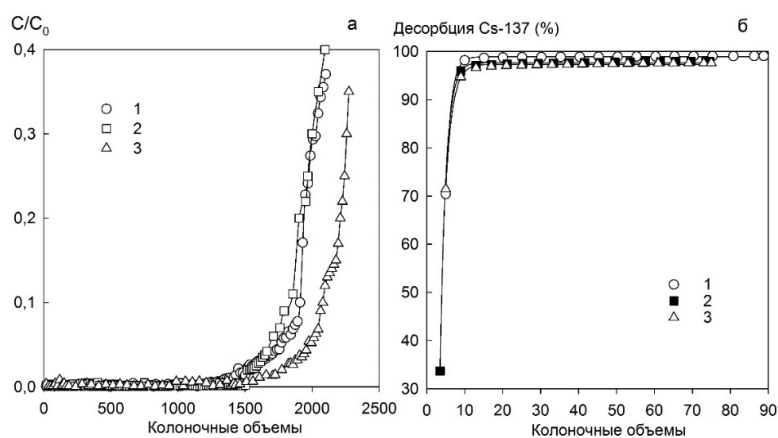
А.М. Егорин<sup>1,2</sup>, Э.А. Токарь<sup>1,2</sup>, В.А. Авраменко<sup>1,2</sup>, И.Г. Тананаев<sup>1,2</sup>, Л.А. Земскова<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Институт химии ДВО РАН, г. Владивосток, andrey.egorin@gmail.com

<sup>2</sup>ДФУ, г. Владивосток

Для повышения точности определения Cs-137 в морской воде его предварительно концентрируют с применением различных методов и приемов. Так, например, в статических условиях Cs-137 извлекают с пульпой селективного материала – фосфомолибдата аммония [1]. Полученный осадок растворяют и из образующегося раствора вторично концентрируют Cs-137 уже меньшим количеством сорбента. Указанный метод пригоден только в случае относительно высокого содержания радионуклида в морской воде, однако, позволяет добиться более глубокого концентрирования Cs-137. В динамических условиях Cs-137 концентрируют, пропуская большие объемы морской воды через неподвижный слой сорбента. В этих случаях используют наиболее эффективные композитные ферроцианидные сорбенты на основе малорастворимых ферроцианидов никеля, железа, кобальта или меди [2], обладающие экстремальным сродством к цезию [3]. Дальнейшее концентрирование Cs-137 возможно только путем полного разрушения сорбента в виду того, что ферроцианиды меди, никеля и кобальта практически не поддаются регенерации, что является недостатком динамического метода с использованием ферроцианидных сорбентов.

Создание способа с двухстадийным концентрированием Cs-137 в динамических условиях возможно с использованием композитных сорбентов на основе смешанного ферроцианида цинка-калия, поддающиеся регенерации концентрированными растворами  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  [4].



**Рис. 1. Сорбция-регенерация Cs-137 в динамических условиях; а – сорбция, б – регенерация раствором 5 М  $\text{NH}_4\text{NO}_3$ ; 1 – цикл №1, 2 – цикл №2, 3 – цикл №3;  $C_0$  – исходная активность морской воды ( $\text{Бк}/\text{см}^3$ ),  $C$  – активность морской воды после сорбции ( $\text{Бк}/\text{см}^3$ )**

В докладе приводится схема получения композитного органоминерального сорбента на основе смешанного ферроцианида цинка-калия, иммобилизованного в природный полисахарид хитозан.

Оценена эффективность извлечения радионуклида Cs-137 из морской воды композитным сорбентом с последующей его регенерацией раствором  $\text{NH}_4\text{NO}_3$ . Для этого через неподвижный слой сорбента объемом  $1 \text{ см}^3$  (зернение 200-500 мкм), находящегося в колонке с внутренним диаметром 5 мм, пропускали морскую воду с предварительно внесенной меткой радионуклида Cs-137. Материал обладает высокими сорбционно-селективными характеристиками, что позволяет в динамических условиях извлекать более 98 % всего Cs-137 из морской воды. В трех циклах сорбции-регенерации при скорости потока 100 колоночных объема в час ресурс сорбента до проскока 95 % превышает 1000 колоночных объемов (рис. 1а). Используя концентрированный раствор  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  удается элюировать более 97 % радионуклида (рис. 1б). В статических условиях сорбционный материал выдерживает 8 циклов сорбции-регенерации, при этом коэффициент распределения Cs-137 снижается с 7800 до 4900  $\text{см}^3/\text{г}$ .

В дальнейшем объем радиоактивного элюата может быть уменьшен внесением в него сорбционного материала с высоким сродством к Cs-137, например, сорбента на основе смешанного ферроцианида никеля-калия [5].

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации (Постановление Правительства №218 от 09.04.2010 г., договор №02.G25.31.0166 от 01.12.2015 г. АО «ДВЗ «Звезда» и Министерством образования и науки РФ).

#### Список литературы:

1. Levy I., Povinec P.P., Aoyama M., Hirose K., Sanchez-Cabeza J.A., Comanducci J.-F., Gastaud J., Eriksson M., Hamajima Y., Kim C.S., Komura K., Osvath I., Roos P., Yim S.A. Marine anthropogenic radiotracers in the Southern Hemisphere: New sampling and analytical strategies // *Progress in Oceanography, The Southern Hemisphere Ocean Tracer Studies*. 2011. Vol. 89. No 1-4. P. 120-133. doi:10.1016/j.pocan.2010.12.012.
2. Gaur S. Determination of Cs-137 in environmental water by ion-exchange chromatography // *Journal of Chromatography A*. 1996. Vol. 733. No 1-2. P. 57-71. doi:10.1016/0021-9673(95)00906-X.
3. Haas P.A. A Review of Information on Ferrocyanide Solids for Removal of Cesium from Solutions // *Separation Science and Technology*. 1993. Vol. 28. No. 7-18. P. 2479-2506. doi:10.1080/01496399308017493.
4. Nilchi A., Malek B., Maragheh M.G., Khanchi A. Exchange properties of cyanide complexes // *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. 2003. Vol. 258. No 3. P. 457-462. doi:10.1023/B:JRNC.0000011738.46843.ff.
5. Egorin A., Tokar E., Zemskova L. Chitosan-ferrocyanide sorbent for Cs-137 removal from mineralized alkaline media // *Radiochimica Acta*. 2016. doi:10.1515/ract-2015-2536.

## ИЗВЛЕЧЕНИЕ НАТРИЯ ИЗ РАСТВОРА СОЛЕЙ ЛИТИЯ СОРБЕНТОМ НА ОСНОВЕ $\text{MnO}_2$

А.М. Егорин<sup>1,2,3</sup>, Э.А. Токар<sup>1,2</sup>, Ю.А. Азарова<sup>2</sup>, А.С. Портнягин<sup>1,2</sup>, И.Г. Тананаев<sup>1,2,3</sup>, В.А. Авраменко<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>Институт химии ДВО РАН, г. Владивосток, andrey.egorin@gmail.com

<sup>2</sup>ДВФУ, г. Владивосток

<sup>3</sup>ОТИ НИЯУ «МИФИ», г. Озерск

В процессе утилизации литиевых водородсодержащих материалов методами гидро- и пирометаллургии в качестве отходов образуются растворы, содержащие значительные коли-

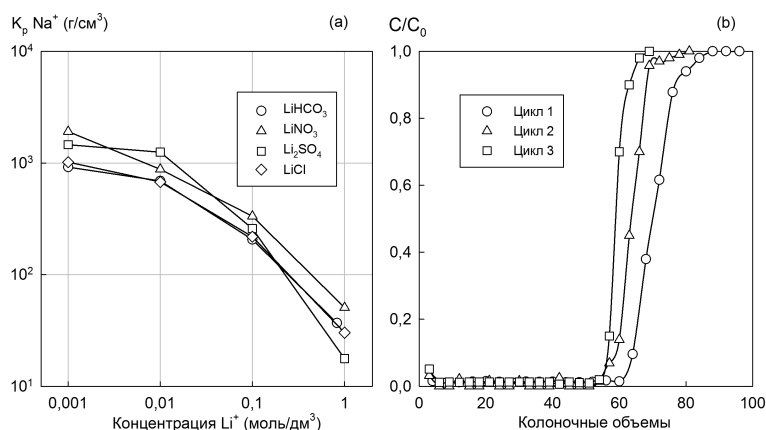
чества лития. Принимая во внимание достаточно высокие цены и спрос на металлический литий на мировом рынке, актуальной задачей является разработка технологии выделения лития из образующихся отходов и его возврат в технологический цикл в виде металла. Традиционно сырьем для приготовления металлического лития являются литий содержащие силикаты ( $\text{LiAlSi}_2\text{O}_6$ ) или сульфаты  $\text{KLiSO}_4$ , которые переводят в раствор кислотным или щелочным вскрытием с последующей черновой очисткой лития за счет кристаллизации малорастворимого  $\text{Li}_2\text{CO}_3$  из водных растворов.

В настоящее время на ядерных производствах используется технология утилизации литий-водородных специальных материалов (ЛВСМ) методом термовозгонки. При реализации данной технологии часть продукта теряется за счет оседания металлического лития на стенках оборудования. Для возврата лития в технологический цикл было предложено проводить обработку поверхности оборудования концентрированным раствором гидроксида лития с целью перевода осевшего металлического лития в раствор. Образующиеся при этом растворы, кроме целевого продукта, содержат примеси щелочных, прежде всего, натрия.

Для получения кондиционного продукта необходимо провести глубокую очистку лития от химических примесей и получить конечный продукт в форме, пригодной для дальнейшего использования или длительного хранения.

По нашему мнению, для извлечения ионов  $\text{Na}^+$  из растворов солей лития наиболее подходят неорганические катионообменники на основе  $\text{MnO}_2$ . Синтез такого катионита проводят методом направленной термической перекристаллизации с предварительным насыщением синтезируемого материала щелочным металлом, селективность к которому нужно привить. В результате термической обработки происходит формирование смешанных оксидов шпинельного типа со структурой, обеспечивающей эффект сорбционной памяти по отношению к обменным ионам [1, 2].

В работе представлен синтез сорбента на основе  $\text{MnO}_2$  методом термической перекристаллизации. Показано, что с повышением концентрации солей лития в растворе с  $10^{-4}$  до  $10^{-1}$  моль/дм<sup>3</sup>, коэффициенты распределения  $\text{Na}^+$  ( $K_p \text{Na}^+$ ) снижаются в 25-40 и составляют 20-50 г/см<sup>3</sup>. При это значение  $K_p \text{Na}^+$  не зависит от состава используемой литиевой соли. (рис. 1а).



**Рис. 1. Извлечение  $\text{Na}^+$  из солей лития сорбентом на основе  $\text{MnO}_2$ ; а – эффективность извлечения  $\text{Na}^+$  в статике в зависимости от концентрации солей лития, б – извлечение  $\text{Na}^+$  в динамике из раствора  $\text{LiHCO}_3$**

В динамических экспериментах использовали модельный раствор состава  $\text{LiHCO}_3$  – 0,5-0,6 моль/дм<sup>3</sup>,  $\text{Na}^+$  – 2 ммоль/дм<sup>3</sup>, pH 9,25. Перед началом работы сорбент переводили в  $\text{Li}^+$ -форму обработкой раствором  $\text{LiOH}$  концентрацией 0,1-0,5 моль/дм<sup>3</sup>. Определена статическая обменная емкость сорбента в модельном растворе, которая составляет 0,7 мг-экв/г Na. Нами также была исследована сорбция  $\text{Na}^+$  в динамических условиях, результаты приведены на рис. 1б, регенерацию катионита проводили раствором  $\text{HCl}$  с концентрацией 0,5 моль/дм<sup>3</sup>.



Во трех циклах сорбции-регенерации удалось очистить более 50 колоночных объемов модельного раствора с эффективностью извлечения натрия более 98 %.

С целью исключить вторичное загрязнение очищаемого модельного раствора, в пробах, пропущенных через колонку с сорбентом анализировали содержание ионов марганца. Измерение проводили с использованием атомно-абсорбционной спектроскопии с нижним порогом обнаружения ионов марганца в растворе равном  $0,1 \text{ мг/дм}^3$ . Полученные результаты анализа показали отсутствие ионов марганца в пробах модельного раствора, что говорит о химической устойчивости материала на этапе сорбции.

Полученные в работе результаты говорят о избирательности к ионам  $\text{Na}^+$  катионита на основе  $\text{MnO}_2$ , что позволяет его рекомендовать для получения солей лития высокой чистоты.

*Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда (проект №15-13-10008). В работе использовали оборудование ЦКП «Дальневосточный центр структурных исследований».*

#### Список литературы:

1. Вольхин В.В., Леонтьева Г.В., Онорин С.А. Синтез, структура и свойства ионно-ситового катионита ИСМ-1 // Неорганические материалы. 1973. Т. 9. №6. С. 1041-1046.
2. Леонтьева Г.В., Вольхин В.В. Неорганические катиониты с ситовым эффектом и их применение для разделения щелочных металлов // Журнал прикладной химии. 1971. Т. 12. С. 2615-2620.

## ПЕНТАКАРБОНИЛФТОРИД ТЕХНЕЦИЯ: ВОЗМОЖНОСТЬ ПОЛУЧЕНИЯ И УСТОЙЧИВОСТЬ

*М.Ю. Тюпина, Е.С. Степанова*

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург, [mtupina@mail.ru](mailto:mtupina@mail.ru)

Вопрос о возможности образования тех или иных соединений технеция известных для рения остается актуальным и в настоящее время. В частности, до сих пор не известно существует ли  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$  в то время как его рениевый аналог давно синтезирован и охарактеризован [1]. Наши попытки синтезировать  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$  по процедуре, разработанной нами для  $[\text{TcX}(\text{CO})_5]$  (где  $\text{X} = \text{Cl}, \text{Br}, \text{I}$ ), привели к образованию  $[\text{Tc}_4(\text{CO})_{12}\text{F}(\text{OH})_3]$  [2] вероятно из-за конкуренции  $\text{OH}^-$  и  $\text{F}^-$  ионов в водном растворителе. В данной работе для исключения такой конкуренции мы попытались получить  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$  в безводных условиях.

Целью работы является разработка процедуры синтеза и изучение устойчивости пентакарбонилфторида технеция в растворе.

Синтез проводили по реакции пентакарбониллов технеция с  $\text{AgF}$  в неводном растворителе ( $\text{CH}_2\text{Cl}_2$ ). Первоначально в качестве исходного соединения использовали  $[\text{Tc}(\text{ClO}_4)(\text{CO})_5]$ , реакцию проводили при комнатной температуре в присутствии избытка  $\text{AgF}$ . После перемешивания реакционной смеси в течение 1 часа, ИК спектр раствора в дихлорметане содержал только полосы исходного  $[\text{Tc}(\text{ClO}_4)(\text{CO})_5]$  и продукта его декарбонилирования. Для промотирования замещения, в качестве исходного соединения мы взяли  $[\text{TcI}(\text{CO})_5]$  с надеждой на то, что этому будет способствовать образование прочного  $\text{AgI}$ . Синтез проводили в атмосфере аргона при температуре  $-23 \text{ }^\circ\text{C}$ . Через 1 час в ИК спектре реакционной смеси наблюдались полосы  $2148,6$ ,  $2065,6$  и  $1996,2 \text{ см}^{-1}$ , характерные для пентакарбонильной структуры, но отличные от полос  $[\text{TcI}(\text{CO})_5]$  ( $\text{CH}_2\text{Cl}_2$ :  $2148,6$ ,  $2054,0$  и  $2003,9 \text{ см}^{-1}$ ). Данные полосы также не совпадают  $[\text{TcCl}(\text{CO})_5]$ , который потенциально может образоваться при реакции с растворителем, что в совокупности свидетельствует об образовании  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$ . Полоса  $1938,3 \text{ см}^{-1}$ , растущая со временем, вероятно, относится к продукту декарбонилирования  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$ . Низкотемпературная кристаллизация  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$  привела к

образованию бесцветных кристаллов. Методом рентгеноструктурного анализа установлено, что полученные кристаллы представляют собой смешанный комплекс одновалентного технеция -  $[\text{Tc}(\text{CO})_3(\text{OH})_{0.49}\text{F}_{0.51}]_4 \cdot [\text{Tc}(\text{CO})_5(\text{BF}_4)]$ . В случае попадания влаги в реакционную смесь  $[\text{TcI}(\text{CO})_5]$  и  $\text{AgF}$  в дихлорметане наблюдается образование известного гидроксотетрамера ( $\text{CH}_2\text{Cl}_2$ : 2040,5 и 1940,5  $\text{cm}^{-1}$ ) [3]. Установлено, что  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$  декарбонируется в растворе дихлорметана на 13 % и 62 % в течение 1 ч при  $-23^\circ\text{C}$  и при комнатной температуре, соответственно.

Таким образом, впервые получен  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$ . Данное соединение неустойчиво и быстро декарбонируется в  $\text{CH}_2\text{Cl}_2$  при комнатной температуре. При низкотемпературной кристаллизации  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$  образуется смешанный комплекс  $[\text{Tc}(\text{CO})_3(\text{OH})_{0.49}\text{F}_{0.51}]_4 \cdot [\text{Tc}(\text{CO})_5(\text{BF}_4)]$ .

#### Список литературы:

1. Т.А. O'Donnell, К.А. Phillips, А.В. Waugh, Fluoropentacarbonylrhenium(I). Preparation and oxidation to trifluorotricarbonylrhenium(III) / Inorg. Chem. 1973. Vol. 12. №6. P. 1435-1437.
2. Мирославов А.Е., Горшков Н.И., Григорьев М.С., Сидоренко Г.В., Суглобов Д.Н. Трикарбонилгидроксофторид технеция(I) и его кристаллическая структура / Радиохимия. 1997. Т. 39. №1. С. 41-45.
3. Мирославов А.Е. Карбонильные комплексы технеция (I)-99 и 99m: синтез, структура, координационная химия в растворах: автореф. дис. ... д-ра хим. наук 02.00.14/ А.Е. Мирославов: ФГУП НПО Радиевый институт им. В.Г. Хлопина – Санкт-Петербург, 2009. 51 с.

## ИЗУЧЕНИЕ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ ИЗ СТЕКОЛ, ИМИТИРУЮЩИХ ОТВЕРЖДЕННЫЕ ВАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

*Н.В. Тусикова, Е.А. Беланова, П.В. Козлов, М.Б. Ремизов, К.А. Джewelло*

ФГУП «ПО «Маяк», cpl@po-mayak.ru

Для обоснования безопасности хранилища остеклованных ВАО необходима информация по значениям скоростей выщелачивания радионуклидов Sr-90 и Cs-137 из алюмофосфатных стекол. Цель работы заключалась в оценке соответствия скоростей выщелачивания цезия и стронция нормативным правилам НП-019-15. Исходя из глубины выгорания и времени выдержки топлива, был сделан расчет усредненного состава высокоактивного рафината от переработки ОЯТ ВВЭР-440.

Рецептура модельного раствора представлена в табл. 1.

**Таблица 1. Состав модельного раствора, имитирующего высокоактивный рафинат от переработки ОЯТ ВВЭР-440**

Компоненты рафината	U	Th	Zr	Mo	Cs	Sr	Y	La	Ce	Nd	Ni	Cr	Fe	HNO <sub>3</sub>
Конц-ция компонента, г/л	0,02	0,002	3,3	2,7	1,9	0,5	0,4	1,0	4,3	3,5	0,4	0,5	1,8	250

В стеклах изменяли содержание натрия, алюминия, железа и молибдена, а содержание остальных компонентов оставалось неизменным. Составы исследованных фосфатных стекол с отвержденными компонентами-имитаторами ВАО приведены в табл. 2.

**Таблица 2. Составы исследованных фосфатных стекол**

№состава стекла	Массовая доля оксида в стекле*, %					
	Na <sub>2</sub> O	P <sub>2</sub> O <sub>5</sub>	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> + Me <sub>x</sub> O <sub>y</sub>	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	MoO <sub>3</sub>
Массовая доля Mo и Fe соответствует их содержанию в высокоактивном рафинате						
1	22	54	20,86	24	0,26	0,41
2	23		19,86	23		
3	24		18,86	22		
4	25		16,86	20		
Массовая доля Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> увеличена на 1 %						
5	23	54	18,86	23	1,26	0,41
7	24		17,86	22		
9	25		16,86	21		
11	26		15,86	20		
Массовая доля Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> увеличена на 1 %, а MoO <sub>3</sub> – на 0,5 %						
6	23	54	18,36	23	1,26	0,91
8	24		17,36	22		
10	25		16,36	21		
12	26		15,36	20		
* Массовая доля смеси оксидов компонентов ВАО составляет 2,64 % во всех составах стекол. При этом Mo и Fe, указанные в таблице, являются компонентами ВАО. Кроме того в исследуемых стеклах содержатся следующие компоненты в указанных количествах, % масс.: 0,002 UO <sub>3</sub> ; 0,0003 ThO <sub>2</sub> ; 0,46 ZrO <sub>2</sub> ; 0,21 Cs <sub>2</sub> O; 0,06 SrO; 0,05 Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ; 0,12 La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ; 0,51 Ce <sub>x</sub> O <sub>y</sub> ; 0,42 Nd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ; 0,08 Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ; 0,05 NiO; 0,5 CaO.						

**Таблица 3. Обобщенные результаты выщелачивания стабильного цезия из стекол**

Номер стекла	Диф. скорость выщелачивания, г/(см <sup>2</sup> ·сут)		Инт. степень выщелачивания, %	
	На 1 сут	На 90 сут	За 1 сут	За 90 сут
Массовая доля Mo и Fe соответствует их содержанию в высокоактивном рафинате				
1	2,9·10 <sup>-5</sup>	5,1·10 <sup>-7</sup>	0,35	1,42
2	7,8·10 <sup>-6</sup>	2,8·10 <sup>-7</sup>	0,09	0,59
3	7,1·10 <sup>-6</sup>	5,8·10 <sup>-7</sup>	0,09	0,84
4	6,8·10 <sup>-6</sup>	9,8·10 <sup>-7</sup>	0,08	1,69
Массовая доля Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> увеличена на 1 %				
5	1,0·10 <sup>-5</sup>	9,8·10 <sup>-7</sup>	0,12	1,55
7	8,3·10 <sup>-6</sup>	3,3·10 <sup>-7</sup>	0,10	0,46
9	8,8·10 <sup>-6</sup>	6,0·10 <sup>-7</sup>	0,10	1,12
11	3,2·10 <sup>-6</sup>	1,0·10 <sup>-6</sup>	0,04	1,20
Массовая доля Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> увеличена на 1 %, а MoO <sub>3</sub> – на 0,5 %				
6	1,1·10 <sup>-5</sup>	1,0·10 <sup>-6</sup>	0,13	1,70
8	8,3·10 <sup>-6</sup>	3,3·10 <sup>-7</sup>	0,10	0,46
10	8,3·10 <sup>-6</sup>	9,9·10 <sup>-7</sup>	0,10	1,06
12	2,0·10 <sup>-5</sup>	9,0·10 <sup>-7</sup>	0,24	1,84

**Таблица 4. Обобщенные результаты выщелачивания стабильного стронция**

Номер стекла	Диф. скорость выщелачивания, г/(см <sup>2</sup> ·сут)		Инт. степень выщелачивания, %	
	На 1 сут	На 90 сут	За 1 сут	За 90 сут
Массовая доля Mo и Fe соответствует их содержанию в высокоактивном рафинате				
1	$3,2 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^{-7}$	0,04	0,30
2	$1,7 \cdot 10^{-6}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	0,02	0,31
3	$1,6 \cdot 10^{-6}$	$1,7 \cdot 10^{-7}$	0,02	0,30
4	$5,4 \cdot 10^{-7}$	$7,5 \cdot 10^{-8}$	0,007	0,28
Массовая доля Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> увеличена на 1 %				
5	$9,0 \cdot 10^{-7}$	$5,1 \cdot 10^{-7}$	0,01	0,79
7	$1,1 \cdot 10^{-6}$	$7,1 \cdot 10^{-8}$	0,01	0,14
9	$6,4 \cdot 10^{-7}$	$1,4 \cdot 10^{-7}$	0,007	0,14
11	$4,1 \cdot 10^{-7}$	$1,0 \cdot 10^{-7}$	0,005	0,21
Массовая доля Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> увеличена на 1 %, а MoO <sub>3</sub> – на 0,5 %				
6	$7,3 \cdot 10^{-7}$	$1,6 \cdot 10^{-7}$	0,01	0,35
8	$6,9 \cdot 10^{-7}$	$1,1 \cdot 10^{-7}$	0,008	0,16
10	$9,1 \cdot 10^{-7}$	$1,9 \cdot 10^{-7}$	0,01	0,24
12	$8,9 \cdot 10^{-7}$	$6,1 \cdot 10^{-8}$	0,01	0,25

В работе химическую устойчивость определяли по выщелачиванию стабильного цезия и стронция. Скорости выщелачивания данных элементов сопоставляли с предельно допустимой скоростью выщелачивания, согласно нормативным правилам НП-019-15, равной  $10^{-5}$ - $10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут) для цезия и  $10^{-6}$  г/(см<sup>2</sup>·сут) для стронция.

Испытания на химическую устойчивость проведены в соответствии с межгосударственным стандартом ГОСТ Р 52126-2003 при комнатной температуре. Дифференциальная скорость и интегральная степень выщелачивания стабильного цезия и стронция из алюмофосфатных стекол представлены в табл. 3 и 4, соответственно.

Согласно результатам работы, все исследованные составы стекол химически устойчивы по выщелачиванию цезия и стронция. Скорость выщелачивания при комнатной температуре из алюмофосфатных стекол принимает значения в интервалах, г/(см<sup>2</sup>·сут):  $10^{-5}$ - $10^{-6}$  для цезия;  $10^{-6}$ - $10^{-7}$  для стронция, что удовлетворяет требованиям НП-019-15.

## ВЫДЕЛЕНИЕ СКАНДИЯ ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ТИТАНА

*Е.Б. Фуркина*

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, Furkina-k@yandex.ru

Одна из серьезных медицинских проблем настоящего времени – терапия различных форм рака. Проводятся обширные исследования, связанные с применением радионуклидов для лечения раковых опухолей и метастаз *in vivo*. Помимо подбора радионуклида, подходящего для лечения конкретного вида рака, важно также выработать методику получения и выделения, легко осуществимую не только в лабораторных, но и в промышленных условиях.

Одним из перспективных радионуклидов в области ОФЭКТ-радиоиммунотерапии является радионуклид <sup>47</sup>Sc, обладающий приемлемыми ядерными свойствами (период полураспада 3.35 сут, средняя энергия, 162 keV; E<sub>γ</sub>, 159 keV) [1,2]. В литературе приведены различные способы получения данного радионуклида. Возможно получение скандия-47 облучением природного титана протонами достаточно высоких энергий [3], распадом из <sup>47</sup>Ca [2].

В данной работе рассматривается получение этого радионуклида фотоядерной реакцией <sup>48</sup>Ti(γ,p)<sup>47</sup>Sc из природного титана облучением его фотонами тормозного излучения. Об-

лученную мишень растворяли в царской водке. Большая часть непрореагировавшего титана отделялась осаждением и последующим центрифугированием, потери скандия при соосаждении не превысили нескольких процентов. Далее производилось разделение методом экстракционной хроматографии с использованием промышленно производимого сорбента DGA Resin. Титан не сорбируется на данной смоле, следовательно, удается достичь его полного отделения. Содержание титана в элюате определялось спектрофотометрически. Сорбция скандия осуществлялась в азотнокислой среде, десорбция – в солянокислой. Кривые элюирования обоих элементов приведены на рис. 1. Результаты эксперимента контролировались методом гамма-спектрометрии.

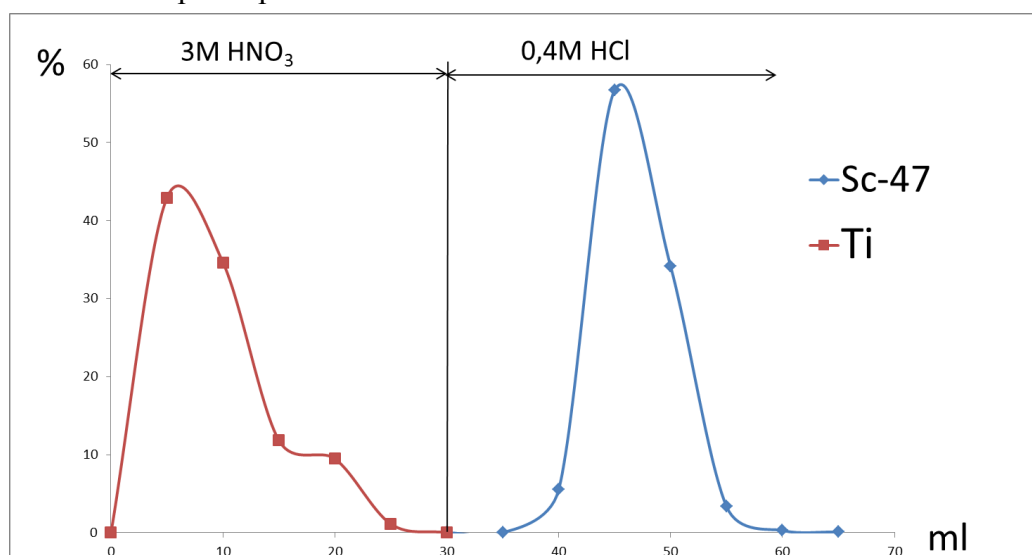


Рис. 1. Кривые элюирования скандия и титана

Список литературы:

1. Masuner, L.F., Kolsky K.L., Joshi V., Srivastava, S.C., 1998. Radionuclide development at BNL for nuclear medicine therapy. Applied Radiation and Isotopes. 49 (4). P. 285-294.
2. Müller C., Bunka M., Haller S., Köster U., Groehn V., Bernhardt P., van der Meulen N., Türler A., Schibli R., 2014. Promising Prospects for  $^{44}\text{Sc}$ -/ $^{47}\text{Sc}$ -Based Theragnostics: Application of  $^{47}\text{Sc}$  for Radionuclide Tumor Therapy in Mice. J Nucl Med 2014; 55. P. 1658-1664.
3. Khandaker M.U., Kim K., Lee M.V., Kim K.S., Kim G.N., Cho Y.S., Lee Y.O., 2009. Investigation of the  $^{nat}\text{Ti}(p,x)^{43,44m,44g,46,47,48}\text{Sc}$ ,  $^{48}\text{V}$  nuclear processes up to 40 MeV. Applied Radiation and Isotopes. 67. P. 1348-1354.

### ДИНАМИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ ЭКСТРАКЦИОННОЙ ТЕХНОЛОГИИ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ВАО С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЭКСТРАГЕНТА TODGA В Ф-3

*Р.Н. Хасанов, А.И. Широков, Ю.А. Ворошилов, М.В. Логунов*

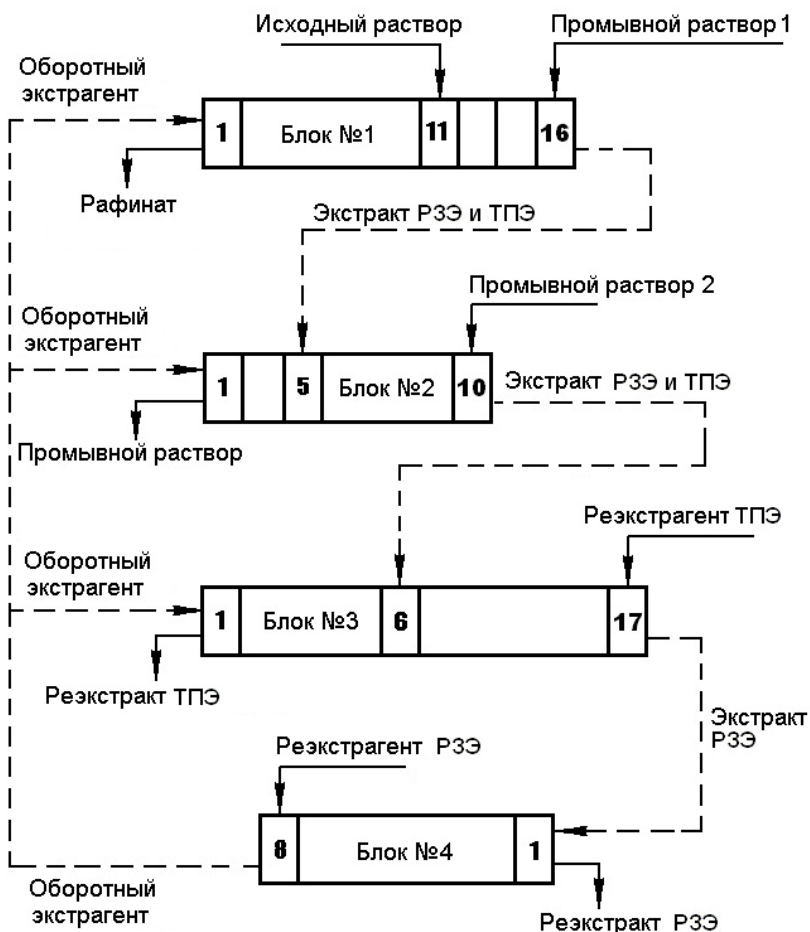
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, cpl@po-mayak.ru

Используемые в мировой практике технологии переработки ОЯТ не предусматривают выделения фракций трансплутониевых и редкоземельных элементов (ТПЭ и РЗЭ). Эти радиоактивные элементы остаются в отходах, в составе последних направляются на отверждение (остекловывание), затем на длительное хранение. Выделение фракции ТПЭ (в первую очередь – америция) из ВАО от переработки ОЯТ существенно снизит опасность отходов.

В связи с этим с 2012 года специалистами ФГУП «ПО «Маяк» совместно с сотрудниками АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» (РИ) проводились исследования по разработке экстракционной технологии фракционирования высокоактивных отходов (ВАО) с использованием экстрагента  $\text{N,N,N',N'}$ -тетраоктил-3-оксапентан-1,5-диамида дигликолевой

кислоты (TODGA) в метанитробензотрифториде (МНБТФ, Ф-3). В течение указанного периода рассматривались различные варианты реализации данной технологии, которые испытывались на лабораторной стендовой экстракционной установке.

В 2015 году, при участии специалистов ЦЗЛ, РИ, аналитической лаборатории и ОПГ завода РТ-1, проведены успешные испытания, в ходе которых подтверждена работоспособность и эффективность разработанной технологии. Испытания проводили на экстракционном стенде, схема которого приведена на рис. 1.



**Рис. 1. Принципиальная схема экстракционного стенда**

Технологический процесс включал следующие стадии:

- экстракцию целевых компонентов на 11 ступенях I блока;
- промывку экстракта с удалением из него циркония и палладия на 12-16 ступенях блока I;
- реэкстракцию азотной кислоты на ступенях с 5 по 10 блока II;
- промывку реэкстракта азотной кислоты от целевых компонентов на ступенях с 1 по 4 блока II;
- реэкстракцию ТПЭ на ступенях с 6 по 17 блока III;
- промывку реэкстракта ТПЭ от РЗЭ на ступенях с 1 по 5 блока III;
- реэкстракцию РЗЭ на 8 ступенях блока IV.

По ходу испытаний производили корректировку составов и расходов некоторых потоков реагентов.

Полученные экспериментальные данные свидетельствуют, что извлечение америция из имитатора ВАО в органическую фазу составило не менее 99,9 %, а РЗЭ – более 99 %. Не менее 92 % молибдена и 99 % циркония остается в рафинате.

Подобраны условия, обеспечивающие полную реэкстракцию целевых компонентов. На стадии реэкстракции достигается эффективное разделение ТПЭ и РЗЭ. Коэффициент очистки америция от РЗЭ в реэкстракте актинидов составил не менее 100.

В ходе длительных испытаний, продолжавшихся более 130 ч, установка работала в стабильном гидродинамическом режиме, что говорит об устойчивости исследованной экстракционной системы.

## **ПОДГОТОВКА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ УСТАНОВКИ «У-5» АО «ВНИИНМ»**

*С.В. Хлебников, С.В. Белоусов, И.И. Верещагин, А.Е. Ефремов, А.Ю. Кузнецов*  
АО «ВНИИНМ им. ак. А.А. Бочвара», г. Москва, SVKhlebnikov@bochvar.ru

В докладе представлены результаты подготовки к выводу из эксплуатации установки «У-5», расположенной в корпусе «А» АО «ВНИИНМ».

В 40-60-е годы на установке проводились исследования по отработке промышленного технологического процесса выделения плутония из облученных урановых блочков и его очистки от осколков деления. Установка функционировала до 1965 года, после чего была законсервирована. В 2000-х годах было принято решение о выводе из эксплуатации установки.

Вывод из эксплуатации установки «У-5» представляет собой уникальную задачу, обусловленную следующими условиями:

- АО «ВНИИНМ» расположено внутри жилой квартальной застройки г. Москва с высокой плотностью населения, СЗЗ предприятия ограничена его периметром;
- стесненные условия проведения работ по демонтажу оборудования, инженерных коммуникаций в помещениях установки;
- производство демонтажных работ в ранее законсервированных радиационно-загрязненных помещениях.

Описаны основные этапы подготовки к выводу установки «У-5»:

- проведение комплексного инженерного и радиационного обследования объекта;
- сбор исходных данных для разработки заключения о ядерно-безопасном состоянии объекта;
- разработка проектной документации по выводу из эксплуатации объекта;
- проведение работ по удалению РАО, дезактивации, локализации радиоактивных загрязнений загрязнения.

Дано краткое описание технологий удаления радиоактивных сред из оборудования и технологических систем, демонтажа и дезактивации оборудования, удаления РАО из помещений установки, особенностей локализации радиоактивных загрязнений при подготовке к выводу из эксплуатации установки «У-5» АО «ВНИИНМ».

## **О КОНТРОЛЕ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ РАЗМЕРОВ РАДИОХИМИЧЕСКИХ АППАРАТОВ**

*М.Р. Хусаинов, О.А. Урцев, Д.В. Лысенко, М.В. Третьяков*  
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, cpl@po-mayak.ru

Обеспечение безопасности объектов использования атомной энергии является основополагающим условием осуществления организациями атомной отрасли всех видов деятельности. Основные принципы обеспечения безопасности заключаются в минимизации ядер-

ных, радиационных и промышленных рисков, а также в стремлении к исключению ущерба для населения и окружающей среды, связанного с проектированием, эксплуатацией и выводом из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

Обеспечение ядерной безопасности на радиохимическом производстве при обращении с делящимися материалами заключается в создании и поддержании условий для:

- предотвращения возникновения самоподдерживающейся цепной реакции;
- максимально возможного снижения тяжести последствий ядерной аварии.

Предотвращение возникновения самоподдерживающейся цепной реакции при обращении с делящимися материалами в основном достигается за счет ограничений, налагаемых на геометрические форму и размеры оборудования, массу и концентрацию делящихся материалов.

Наиболее сложными для контроля являются геометрические параметры оборудования:

- диаметр цилиндрических аппаратов;
- ширина реакционной зоны кольцевых аппаратов;
- ширина слоя плоских аппаратов.

Существуют прямые и косвенные методы измерений геометрических параметров оборудования. Большая часть радиохимического оборудования недоступна для проведения прямых измерений. Существует два метода косвенных измерений геометрических параметров оборудования. При вычислении геометрических параметров оборудования расчетным методом из результатов измерений внешних геометрических размеров оборудования вычитаются результаты измерений толщин стенок ультразвуковыми толщиномерами и дефектоскопами. Объемный метод основан на сравнении объема раствора принимаемого в оборудование, с показаниями уровнемера, установленного в данном оборудовании.

Расчетный метод может быть применен только для случая, когда геометрия оборудования позволяет проводить измерения внешних геометрических размеров. Весовой метод не позволяет выявлять изменение геометрических параметров оборудования на начальной стадии процессов деформирования оборудования.

Для повышения точности контроля геометрических параметров оборудования для радиохимического производства ФГУП «ПО «Маяк» был разработан прибор, позволяющий по результатам измерений времени двойного прохода ультразвуковых колебаний через слой жидкости в реакционной зоне оборудования рассчитывать геометрические параметры оборудования.

В работе описаны результаты апробации разработанного прибора при контроле геометрических параметров одного из типовых кольцевых радиохимических аппаратов ФГУП «ПО «Маяк».

## **ИЗУЧЕНИЕ ПРОЧНОСТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ВИБРОНАЛИВНОГО МАТЕРИАЛА НА ГИДРАВЛИЧЕСКОЙ СВЯЗКЕ МКРВ-12**

*М.Р. Хусаинов, А.А. Мальцев, П.В. Козлов, А.И. Березюк, М.Б. Ремизов*

ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [cp1@po-mayak.ru](mailto:cp1@po-mayak.ru)

На радиохимическом производстве, являющемся одним из завершающих звеньев ядерного топливного цикла, осуществляется переработка ОЯТ с целью выделения делящихся материалов для повторного использования в энергетике. Основной технологией отверждения жидких ВАО, образующихся при переработке ОЯТ, является остекловывание. Данный способ на ФГУП «ПО «Маяк» применяется в промышленном масштабе с 1987 года. Имобилизация жидких ВАО в устойчивый матричный материал происходит на плавителях прямого электрического нагрева типа ЭП-500 [1].



Одним из наиболее нагруженных элементов электропечи типа ЭП-500 являются плиты свода, изготовленные из огнеупорного материала. Свод, являющийся перекрытием варочного пространства электропечи, эксплуатируется в условиях воздействия высокой температуры и азотнокислых паров. В связи с этим особые требования предъявляются к прочностным характеристикам используемого огнеупорного материала.

Для подбора материала для плит свода новых электропечей типа ЭП-500 был проведен анализ существующих на рынке огнеупорных материалов. Наибольшее внимание привлек огнеупорный материал марки МКРВ-12 производства ОАО «Динур», представляющий собой муллитокремнеземистую виброналивную массу на гидравлической связке [2]. Проведенные исследования пробных образцов продемонстрировали высокие прочностные характеристики и неплохую устойчивость данного материала к воздействию азотнокислых паров. При этом, технология вибролитья обеспечивает изготовление крупногабаритных сводовых элементов с высокой однородностью структуры материала.

Для уточнения заявляемых производителем прочностных показателей и предварительно полученных данных по кислотостойкости были проведены расширенные испытания образцов огнеупорного материала МКРВ-12. С этой целью был проведен комплекс испытаний образцов материала на сжатие, на изгиб и на устойчивость к воздействию паров азотнокислого раствора. Для проведения исследований был изготовлен и термообработан при температуре 500 °С опытный блок размером 540×540×200 мм, от которого были отобраны образцы. Дополнительно несколько образцов прошли термообработку при 900 °С. Полученные усредненные результаты испытаний представлены в табл. 1.

**Таблица 1. Усредненные значения прочностных показателей материала МКРВ-12**

Температура термообработки, °С	Предел прочности на сжатие, МПа		Предел прочности на растяжение при изгибе, МПа
	исходный материал	после выдержки в парах	
500	40,3	17,5	8,6
900	39,5	23,6	9,5

По результатам испытаний на сжатие было определено, что термообработка при 900 °С приводит к значимому повышению кислотостойкости. Образцы материала МКРВ-12 независимо от температуры термообработки продемонстрировали высокие значения предела прочности на растяжение при изгибе. При этом предел прочности на растяжение при изгибе составляет (20-30) % от предела прочности на сжатие. Высокая устойчивость к изгибающим нагрузкам является несомненным преимуществом материала МКРВ-12 при использовании в составе плит свода электропечей типа ЭП-500, испытывающих именно изгибающие напряжения в процессе эксплуатации.

Полученные положительные результаты испытаний позволяют рассматривать изученный материал в качестве перспективного для изготовления крупногабаритных сводовых элементов электропечей типа ЭП-500.

#### Список литературы:

1. Глаголенко Ю.Г., Ровный С.И. и др. Переработка отработанного ядерного топлива и обращение с высокоактивными отходами // Охрана природы Южного Урала. 2008.
2. <http://www.dinur.ru/store/10003684/10003688/?pos=10030601> [Электронный ресурс].

**ВЗАМОДЕЙСТВИЕ АЗОТНОЙ КИСЛОТЫ И ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ ЖЕЛЕЗА, ХРОМА, НИКЕЛЯ С ЦИНКОМ, ПОЛУЧЕННЫХ ПОСЛЕ ОТГОНКИ ЦИНКА ИЗ РАСТВОРОВ В НЕМ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ ЭП823**

*К.Н. Двоеглазов<sup>1</sup>, А.Ю. Шадрин<sup>1</sup>, Е.Ю. Павлюкевич<sup>2</sup>, М.А. Кузин<sup>3</sup>, А.О. Макаров<sup>3</sup>*

<sup>1</sup>ИТЦП «Прорыв», г. Москва

<sup>2</sup>АО «ВНИИНМ им. ак. А.А. Бочвара», г. Москва

<sup>3</sup>АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

С целью замыкания ядерного топливного цикла по плутонию в России на площадке АО «СХК» создается Опытно-демонстрационный энергокомплекс (ОДЭК) с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300 [1]. В состав ОДЭК входят три объекта: АЭС с реакторной установкой на быстрых нейтронах БРЕСТ-ОД-300, модуль фабрикации и рефабрикации (МФР) смешанного уран-плутониевого нитридного (СНУП) топлива и модуль переработки (МП) СНУП облученного ядерного топлива (ОЯТ) [2]. Для переработки СНУП ОЯТ и возврата урана и плутония в замкнутый ядерный топливный цикл (ЗЯТЦ) выбрана комбинированная технология (РН-процесс) [2], включающая пирохимическое первичное отделение ядерных материалов (ЯМ) от большинства продуктов деления (ПД) и гидрометаллургический аффинаж неразделенной смеси урана-плутония-нептуния. Конечной формой переработки являются смешанные диоксиды U-Pu-Np и U-Am.

Отделение ОЯТ от оболочки твэла производится ее расплавлением (растворением) в жидком цинке. Топливные таблетки отделяют от расплава и передают на последующие стадии переработки. Рецикл цинка осуществляют его дистилляцией в вакууме. Возможно попадание мелкодисперсной топливной композиции в расплав нержавеющей стали в цинке и в остаток после отгонки цинка. Для возврата ЯМ в топливный цикл необходимо разработать метод их выделения из данного продукта. Одним из наиболее простых методов является выщелачивание раствором азотной кислоты, однако поведение такого продукта в азотной кислоте не известно. В данной работе представлены результаты модельных экспериментов по определению степени выщелачивания компонентов оболочки твэла в азотнокислый раствор, после отгонки цинка из продукта растворения конструкционных материалов (КМ) в жидком цинке.

Проведенные исследования выщелачивания компонентов оболочки твэлов из стали ЭП823 после их растворения в цинке показали, что при контакте с азотной кислотой, как 4М, так и 8М, в раствор переходят значительные количества металлов-компонентов стали ЭП823. Для кондиционных продуктов доля нерастворимого остатка может составлять до 40 %.

В обоих случаях нерастворимый остаток представляет собой мелкодисперсный порошок с частицами менее 10 мкм. Таким образом, после удаления цинка компоненты стали образуют соединения отличающиеся от ЭП823. Полученный продукт уже не представляет собой единый сплав и распадается как на отдельные элементы, так и на соединения различного элементного состава. В случае попадания в цинковый расплав ЭП823 частиц СНУП ОЯТ они будут растворяться в азотной кислоте вместе с компонентами стали. Данный факт необходимо учитывать при разработке способов извлечения ядерных материалов из данного вида твердых радиоактивных отходов.

*Авторы выражают свою благодарность сотрудникам АО «ВНИИНМ» Лаушкину А.В. и Корхову А.А. за выполнение анализов твердых образцов, Кутейниковой Е.Ю. и Онацкому А.С. за проведение анализов водных растворов.*

Список литературы:

1. Постановление Правительства РФ от 03.02.2010 N 50 (ред. от 27.12.2014) «О федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 годов и на перспективу до 2020 года» / -М. 2014. 81 с. [http://www.consultant.ru/document/cons\\_doc\\_LAW\\_97537](http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_97537) (по состоянию на 01.09.2015).

2. Shadrin A.Yu., Dvoeglazov K.N., Ivanov V.B. et al // Radiochimica Acta. V. 103. I. 3. P. 163-173.

3. Зеленский Г.К., Велюханов В.П., Иолтуховский А.Г., и др. Хромистая сталь с повышенной коррозионной стойкостью для оболочек твэлов реактора со свинцовым теплоносителем // ВАНТ. Сер.: Материаловедение и новые материалы 1(62). 2004. С. 146-152.

4. Готовчиков В. Т., Макаров В.И., Орехов В.Т. и др. Снятие оболочек облученных твэлов // -М.: Атомная энергия. 2005. Т. 99. Вып. 4. С. 273-276.

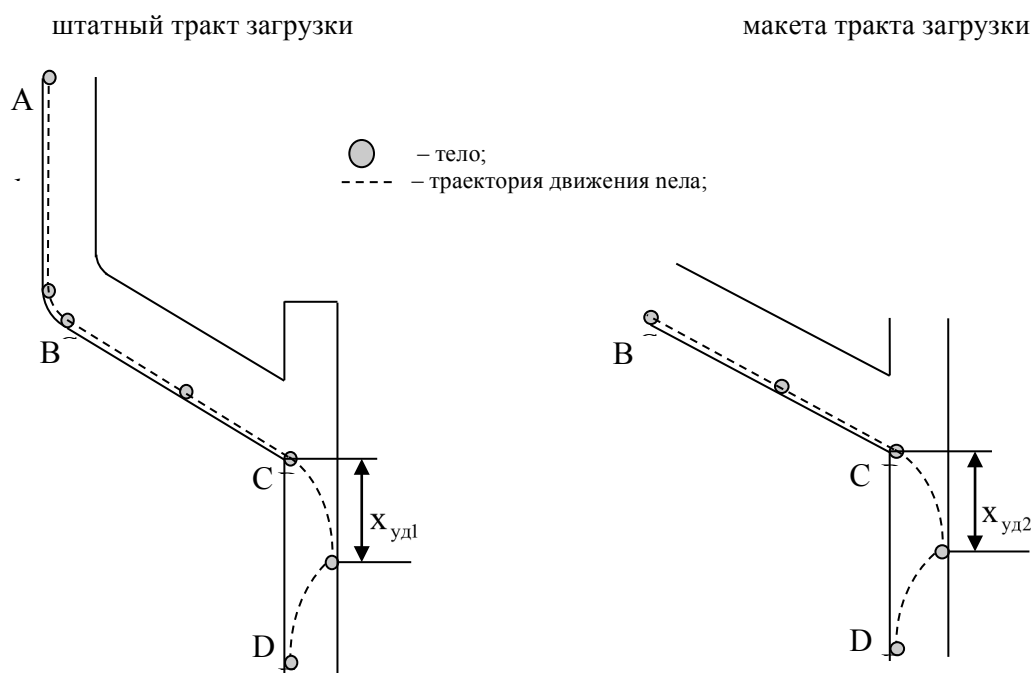
## 2-D МОДЕЛИРОВАНИЕ ЗАГРУЗКИ ИМИТАТОРОВ ОЯТ В АППАРАТ-РАСТВОРИТЕЛЬ

*М.Р. Хусаинов, А.И. Березюк*

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

На радиохимическом производстве, являющемся одним из завершающих звеньев ядерного топливного цикла, осуществляется переработка ОЯТ с целью выделения делящихся материалов для повторного использования в энергетике. Для растворения ОЯТ на радиохимическом заводе РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк» используются кольцевые аппараты-растворители, имеющие разделение реакционной зоны на шесть секций [1].

Заполнение кольцевой реакционной зоны аппаратов-растворителей измельченным ОЯТ происходит неравномерно. Основную роль в формировании неравномерности играют конструктивные особенности каждого конкретного тракта загрузки и аппарата-растворителя. Величина коэффициента неравномерности распределения измельченного ОЯТ по реакционной зоне оказывает существенное влияние на допустимую массу загрузки аппаратов-растворителей.



**Рис. 1. Модель движения тела при аналитическом расчете**

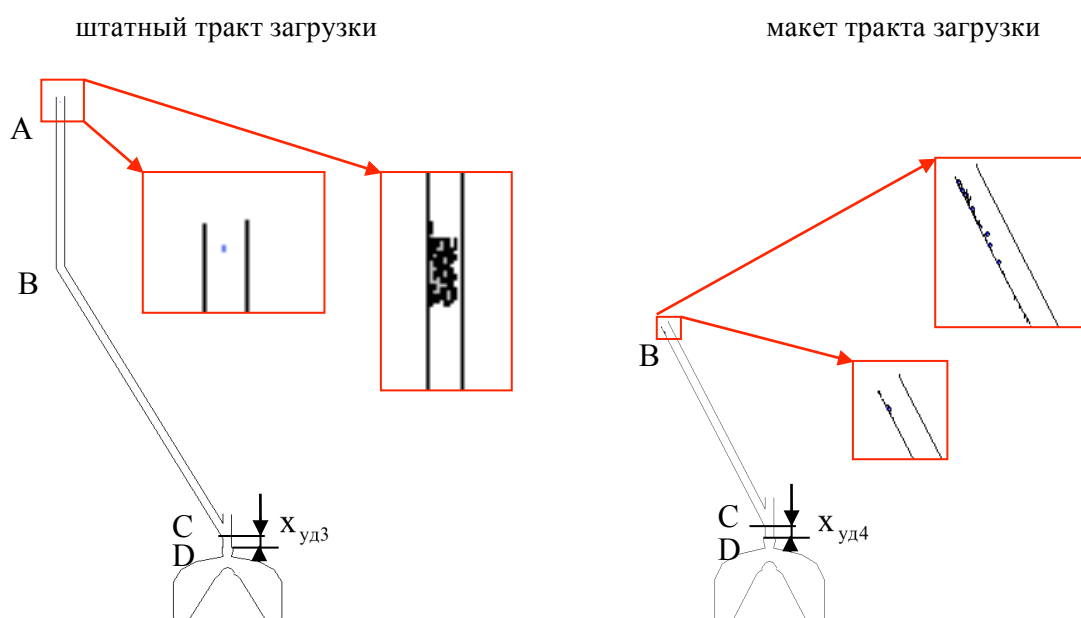
При вводе нового аппарата-растворителя в строй на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк» для установления верхнего предела значения коэффициента неравномерности используется весовой метод. Данный метод основан на измерении масс имитаторов ОЯТ (чугунная дробь), попавших в каждую секцию аппарата-растворителя после их сброса через макет тракта за-

грузки. Для сбора имитаторов в каждой секции аппарата-растворителя заранее устанавливаются специальные емкости [2].

Сброс имитаторов ОЯТ через макет тракта загрузки вместо штатного тракта загрузки обусловлен сильным его радиоактивным загрязнением. Для оценки соответствия результатов сбросов, получаемых на макете тракта загрузки, той картине, которая будет иметь место на штатном тракте загрузки, было выполнено расчетное моделирование движения имитаторов ОЯТ по макету тракта загрузки и штатному тракту загрузки.

На первом этапе в двумерной постановке было проведено расчетное аналитическое моделирование поступательного (без вращения) движения тела (материальной точки) внутри изогнутой трубы (рис. 1). При этом рассматривались следующие виды движения: свободное падение, скольжение по гладкой наклонной поверхности при условии отсутствия трения, идеально упругие отскоки от стенок тракта. Разница между значениями перемещения тела до первого удара о стенку при движении по штатному тракту загрузки ( $x_{уд1}=0,327$  м) и макету тракта загрузки ( $x_{уд2}=0,333$  м) составляет 6 мм. Отсюда можно ожидать, что траектории движения тела по вертикальному участку CD штатного тракта и по вертикальному участку CD макета тракта будут мало, чем отличаться друг от друга, так как линейные размеры данных участков меньше полученных величин перемещений тела до первого удара о стенку. Первый удар тела приходится на коническое сужение загрузочного патрубка аппарата-растворителя.

Так как загружаемая порция имитаторов ОЯТ представляет собой множество отдельных чугунных дробин, на втором этапе в двумерной постановке было проведено численное моделирование движения тела/тел внутри изогнутой трубы (рис. 2 и 3) с помощью программного кода PFC-2D [3], реализующего метод дискретных элементов [4]. При этом рассматривались следующие виды движения: свободное падение, качение по наклонной поверхности с учетом трения, неупругие отскоки от стенок тракта.



**Рис. 2. Модель движения тела при численном расчете**

Сначала рассматривалось движение одного тела. Разница между значениями перемещения тела до первого удара о стенку при движении по штатному тракту загрузки ( $x_{уд3}=0,348$  м) и макету тракта загрузки ( $x_{уд3}=0,363$  м) составляет 15 мм. Линейные размеры вертикальных участков тракта загрузки и макета тракта загрузки меньше полученных величин перемещений тела до первого удара о стенку. Первый удар тела приходится на коническое сужение загрузочного патрубка аппарата-растворителя.

Затем рассматривалось движение нескольких тел, количество которых соответствовало изменению массы имитаторов ОЯТ в диапазоне от 200 до 1000 г. Было получено, что характер распределения тел в конусно-кольцевой зоне аппарата-растворителя при движении по штатному тракту загрузки и макету тракта загрузки качественно совпадает: «недогруз» наблюдается в правой половине конусно-кольцевой зоны, а «перегруз» в левой половине конусно-кольцевой зоны. С ростом массы загрузки не наблюдалось тенденции к снижению неравномерности распределения тел в конусно-кольцевой зоне аппарата-растворителя, ввиду отсутствия при массе загрузки до 1000 г возможности создания «сплошного» потока сыпучей среды, траектория движения которого не зависела бы от геометрии оборудования.

#### Список литературы:

1. Землянухин В.И. Радиохимическая переработка ядерного топлива атомных электростанций / В.И. Землянухин, Е.И. Ильенко, А.Н. Кондратьев. -М.: Энергоатомиздат. 1989.
2. Развитие методов измерения неравномерности распределения ОЯТ по периметру кольцевой зоны аппаратов-растворителей завода РТ-1 // ВАНТ: Техническая физика и автоматизация, выпуск №67 (часть 2). 2013. с. 81-87.
3. PFC-2D (Version 4.0-123). User's Guide, 2008.
4. Cundall P.A. Distinct Element Models of Rock and Soil Structure // Analytical and Computational Methods in Engineering Rock Mechanics, Ch. 4. / Ed. by E. T. Brown. London: Allen & Unwin. 1987. P. 129-163.

## ОЧИСТКА РАДИОНУКЛИДА Ni-63 ОТ ПРИМЕСЕЙ

*А.С. Корнилов, Е.В. Черноокая*

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, [orip@niiar.ru](mailto:orip@niiar.ru)

Основным способом получения  $^{63}\text{Ni}$  является облучение в ядерном реакторе никеля, обогащенного по изотопу  $^{62}\text{Ni}$ . Для достижения удельной активности целевого радионуклида свыше 10 Ку/г необходимо длительное облучение стартового материала в высоких потоках тепловых нейтронов ( $\sim 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ). Последующая химическая переработка облученного образца проводится с целью удаления нежелательных примесей и получения требуемой химической формы препарата. В результате облучения, помимо целевого  $^{63}\text{Ni}$ , так же образуются:  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{46}\text{Sc}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{117}\text{Sn}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{124}\text{Sb}$ . Согласно действующим Техническим условиям на радионуклидный препарат  $^{63}\text{Ni}$ , суммарная активность радиоактивных примесей в препарате не должна превышать  $10^{-3} \%$  от активности  $^{63}\text{Ni}$ . Существующие методы очистки никеля основаны на сорбции примесей (Co, Zn, Fe и т.п.) из крепких растворов соляной кислоты на сильноосновных анионитах. Использование соляной кислоты приводит к интенсивной коррозии используемого радиационно-защитного оборудования.

Предлагаемый авторами метод предполагает очистку  $^{63}\text{Ni}$  от  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{124}\text{Sb}$ ,  $^{46}\text{Sc}$ ,  $^{117}\text{Sn}$  соосаждением их с  $\text{Co}(\text{OH})_3$  и дальнейшее отделение  $^{63}\text{Ni}$  от  $^{65}\text{Zn}$  при осаждении диметилглиоксимата никеля (ДМГН) [1]. Осаждение  $\text{Co}(\text{OH})_3$  проводится окислением кобальта раствором персульфата калия (ПСК) при pH=5-6 на кипящей водяной бане. Постоянное значение pH поддерживается присутствием заданного количества мраморной крошки либо карбоната бария. Осаждение ДМГН проводится при pH=7-10 из аммиачной среды.

Результаты очистки никеля от примесей соосаждением с  $\text{Co}(\text{OH})_3$  представлены в табл. 1, очистка никеля от цинка составляет  $\sim 10^3$ .

**Таблица 1. Результаты эксперимента по очистке никеля от примесей соосаждением с  $\text{Co}(\text{OH})_3$** 

Нуклид	Коэффициент очистки
$^{59}\text{Fe}$	$\geq 1,6 \cdot 10^3$
$^{60}\text{Co}$	$3,1 \cdot 10^3$
$^{117}\text{Sn}$	$\geq 1,1 \cdot 10^3$
$^{65}\text{Zn}$	2,38
$^{51}\text{Cr}$	$\geq 40$
$^{54}\text{Mn}$	$\geq 35$
$^{124}\text{Sb}$	$2,2 \cdot 10^3$
$^{46}\text{Sc}$	$\geq 25$

## Список литературы:

1. Корнилов А.С., Иванов С.А., Буткалюк П.С., Целищев И.В. Получение препарата  $^{63}\text{Ni}$  из облученной меди природного изотопного состава. //Сборник тезисов 7-ой Российской конференции по радиохимии «Радиохимия-2012». г. Димитровград, 15-19 октября 2012. С. 141.

### ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОСАДИТЕЛЬНЫХ МЕТОДОВ ДЛЯ ОЧИСТКИ ЖРО, СОДЕРЖАЩИХ РАДИОНУКЛИДЫ $^{109}\text{Cd}$ , $^{108\text{m}}\text{Ag}$ , $^{110\text{m}}\text{Ag}$

*Л.В. Шемет, А.М. Зарубо, А.В. Радкевич, В.В. Торопова*

ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси, г. Минск, shemet.1992@mail.ru

Изотоп  $^{109}\text{Cd}$  используется в изготовлении стандартов и источников для калибровки радиометрической аппаратуры, производстве источников для рентгенорадиометрического анализа, в различных исследованиях в качестве радиоактивного индикатора. При наработке  $^{109}\text{Cd}$  образуются радиоактивные отходы, содержащие  $^{109}\text{Cd}$ ,  $^{108\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{60}\text{Co}$ . Очистке растворов с помощью ионообменных смол мешает высокое солесодержание и, в зависимости от метода очистки, высокая кислотность или щелочность, также в промывочных растворах могут присутствовать комплексообразователи.

Для извлечения  $^{109}\text{Cd}$  и  $^{108\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{110}\text{Ag}$  из промывочных растворов предложен метод соосаждения с  $\text{FeCl}_3$  и  $\text{ZnCO}_3$ . В работе использовали ЖРО, образовавшиеся при производстве препаратов  $^{109}\text{Cd}$  (концентрация кадмия  $5,3 \cdot 10^{-5}$ - $7,1 \cdot 10^{-7}$  М и активность  $1,6 \cdot 10^6$ - $6 \cdot 10^7$  Бк/л по  $^{109}\text{Cd}$ ). Радиоактивность растворов измеряли методом гамма-спектрометрии на многоканальном анализаторе с помощью  $\text{NaCl}(\text{Tl})$  детектора.

Исследовано соосаждение  $^{109}\text{Cd}$  (концентрация стабильного  $\text{Cd}$  –  $10^{-4}$  М) на фоне  $0,1\text{M}$   $\text{NaNO}_3$  с  $\text{Fe}(\text{II})$ ,  $\text{Fe}(\text{III})$ ,  $\text{Zn}(\text{II})$ . Из полученных данных следует, что с ростом pH степень соосаждения достигает практически 100 % (pH 12). При этом лучшим коллектором  $^{109}\text{Cd}$  при pH<10 является  $\text{Fe}(\text{III})$ , далее с ростом pH это отличие нивелируется.

Результаты очистки промывочных растворов, содержащих комплексообразователи, показывают, что при концентрации  $\text{Fe}(\text{III})$   $(0,4-2,3) \cdot 10^{-1}$  М и pH~12 происходит полное извлечение радионуклидов  $^{110\text{m},108}\text{Ag}$  уже на первом этапе их соосаждения с  $\text{Fe}(\text{III})$  и последующей фильтрацией раствора. Коэффициент очистки составляет  $10^2$ . Чтобы достичь необходимого снижения уровня активности для  $^{109}\text{Cd}$  необходимо провести последовательно несколько стадий очистки. При этом достигается коэффициент очистки  $\sim 10^6$ . При этом чем меньше концентрация комплексообразователей в растворе, тем меньше стадий требуется для достижения требуемой чистоты раствора.

Изучено изменение коэффициента очистки растворов при соосаждении  $^{109}\text{Cd}$  с  $\text{ZnCO}_3$  в зависимости от pH раствора. Показано, что при изменении pH от 7,07 до 11,09 коэффициент очистки монотонно увеличивался с 23,1 до 457,1. В дальнейшем осаждение проводилось при  $\text{pH} \leq 10$ . В диапазоне концентрации  $\text{Zn}^{2+}$  от  $4,80 \cdot 10^{-3}$  до  $55,9 \cdot 10^{-3} \text{M}$  коэффициент очистки изменялся от 3,96 до 151 с максимальным значением 194 при концентрации  $\text{Zn}^{2+}$   $40,3 \cdot 10^{-3} \text{M}$ . Изменение соотношения  $[\text{CO}_3^{2-}]/[\text{Zn}^{2+}] = 1-2$  не приводило к существенному изменению коэффициента очистки. Изучено изменение коэффициента очистки от времени старения раствора. Наиболее высокое значение коэффициента очистки равняется 446, которое достигается при фильтрации через 1 день после внесения реагентов. Самый высокий коэффициент очистки был достигнут в присутствии восстановителя и составляет  $2,08 \cdot 10^4$ . Такой высокий показатель очистки достигается одновременным выпадением в осадок карбоната цинка и восстановленного серебра.

Как видно из полученных данных, при соблюдении определенных условий в растворе (величина pH, концентрация  $\text{FeCl}_3$  или  $\text{ZnCO}_3$ ) можно эффективно очистить жидкие радиоактивные отходы от радионуклидов  $^{109}\text{Cd}$  и  $^{110\text{m},108}\text{Ag}$  соосаждением их с катионами  $\text{Fe}^{3+}$  или  $\text{Zn}^{2+}$  (или комбинацией с другими реагентами-соосаждителями) и последующей фильтрацией раствора. Коэффициент очистки составляет от  $10^2$  до  $10^6$ . В каждом конкретном случае требуется подбор индивидуальных параметров процесса очистки жидких радиоактивных отходов.

## ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ БЕССОЛЕВОГО ВОССТАНОВИТЕЛЯ – КАРБОГИДРАЗИДА – В ПРОЦЕССЕ ЭКСТРАКЦИОННОГО АФФИНАЖА ПЛУТОНИЯ

*Д.В. Шипулина, К.А. Кадочигов, А.Н. Машкин, М.В. Логунов*

ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [cr1@po-mayak.ru](mailto:cr1@po-mayak.ru)

В настоящее время в технологии экстракционного аффинажа плутония завода РТ-1 используется процесс комплексообразующей реэкстракции, в котором в качестве комплексона используется серная кислота. Данный реагент, несмотря на его эффективность, оказывает коррозионное воздействие на технологическое оборудование и при дальнейшем обращении существенно снижает технические характеристики и стабильность остеклованных отходов.

В связи с этим, проведен поиск альтернативных вариантов реализации процесса реэкстракции плутония с помощью бессолевого реагента. Одним из наиболее эффективных таких реагентов является карбогидразид.

Проведенные лабораторные исследования показали, что данный реагент обладает высокой скоростью восстановления  $\text{Pu(IV)}$  до неэкстрагируемой формы –  $\text{Pu(III)}$ . Полное восстановление плутония происходит за 7 мин при комнатной температуре, а при повышении температуры до  $55^\circ\text{C}$  скорость восстановления существенно увеличивается, и полное восстановление происходит уже через 1 мин. Восстановленная форма плутония обладает высокой устойчивостью в азотнокислых растворах.

Также исследования показали высокую эффективность карбогидразида для восстановления плутония в двухфазных системах (экстрагент-азотнокислый раствор) и возможность практического применения реагента в экстракционной технологии. Существенное влияние на эффективность реэкстракции плутония карбогидразидом и время восстановления плутония оказывает избыток добавляемого восстановителя и концентрация азотной кислоты в реэкстрагирующем растворе. Для того чтобы осуществить восстановительную реэкстракцию в смесителях-отстойниках при невысоком содержании азотной кислоты (0,2-0,6 М) достаточно 8-кратного по отношению к плутонию избытка восстановителя, при большей концентрации азотной кислоты (выше 0,8 М) целесообразно увеличить концентрацию карбогидразида.

Полученные результаты также демонстрируют возможность безрефлаксного концентрирования плутония. Так, при соотношении органической и водной фаз, равном 3, удалось достичь концентрирования плутония в 2,6 раз, концентрация плутония в реэкстракте при этом составила 21,3 г/л.

Проведенные стендовые испытания схемы восстановительной реэкстракции плутония подтвердили результаты лабораторных экспериментов. Путем варьирования различных параметров (концентрации кислоты в реэкстрагирующем растворе, температуры среды, ступеней ввода реагентов, использование раствора ДТПА) удалось достичь эффективной реэкстракции плутония и безрефлаксного его концентрирования.

В ходе работы выявлено, что карбогидразид не влияет на процесс оксалатного осаждения плутония. Для оксалатного осаждения Pu из азотнокислых сред, содержащих данный восстановитель, можно рекомендовать режим с концентрацией азотной кислоты около 1М, при этом плутоний в оксалате будет в трехвалентном состоянии. Эксперименты показали, что возможен подбор вариантов осаждения с получением оксалатов как трехвалентного, так и четырехвалентного плутония.

## **ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ РАЗДЕЛЕНИЯ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ТВЕРДОГО ЭКСТРАГЕНТА НА ОСНОВЕ TODGA**

*А.И. Широков, Ю.А. Ворошилов, М.В. Логунов*

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

Развитие крупномасштабной ядерной энергетики России ориентировано на замкнутый топливный цикл, подразумевающий извлечение из облученного ядерного топлива (ОЯТ) урана и плутония с целью их дальнейшего использования. По существующей технологии переработки ОЯТ после извлечения основных компонентов топлива остаются большие объемы радиоактивных рафинатов, в которых аккумулируются долгоживущие  $\alpha$ -излучающие актиниды (Am, Cm) и осколочные лантаниды. Эти радиоактивные элементы остаются в отходах, в составе последних направляются на остекловывание, затем на длительное хранение.

Из-за значительных периодов полураспада радионуклидов америция отходы остаются радиоактивными в течение нескольких тысяч лет, что повышает экологическую опасность остеклованных отходов.

Выделение америция и юрия из ВАО от переработки ОЯТ существенно снизит опасность оставшихся отходов, а разделение америция и юрия с получением чистой фракции америция позволит вовлечь последний в топливный цикл, путем включения в состав регенерируемого топлива и дожигания в реакторах на быстрых нейтронах. В свою очередь выделенный юрий после примерно 70-летней выдержки превращается за счет распада в плутоний и тоже может быть возвращен в топливный цикл.

В связи с этим в 2015 г. проведена экспериментальная проверка технологии разделения америция и юрия 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 весовыми количествами америция и юрия.

Исследования включали два этапа, различающиеся условиями сорбции и десорбции (элюирования) Am и Cm.

В результате работы было выявлено изменение избирательности ТВЭКСа при различной нагрузке, что позволило определить ряд селективности сорбента к рассматриваемым компонентам. Также определены коэффициенты разделения Am и Cm на стадиях сорбции и элюирования.



В целом результаты тестового эксперимента подтвердили принципиальную возможность разделения данных ТПЭ в технологии на основе TODGA.

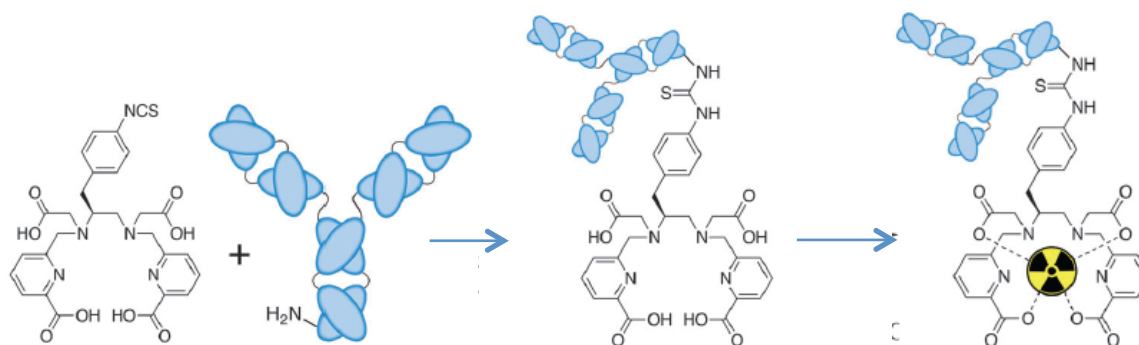
Определенный оптимизм вызывает вариант элютивной хроматографии на твэксе в части получения обогащенной (очищенной) кюриевой фракции, поскольку коэффициенты обогащения в пользу кюрия наблюдаются как на стадии сорбции, так и на стадии элюирования.

## ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КОМПЛЕКСООБРАЗОВАНИЯ В СИСТЕМЕ МЕТАЛЛ-ХЕЛАТОР-ПЕПТИД ДЛЯ ТРЕХВАЛЕНТНЫХ F-ЭЛЕМЕНТОВ

*А.О. Якушева, А.А. Митрофанов, Б.В. Егорова*

МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, [angie.chem.msu@gmail.com](mailto:angie.chem.msu@gmail.com)

Ядерная медицина – направление современной медицины, использующее радиоактивные вещества для диагностики и терапии онкологических заболеваний. Радиофармпрепараты способны обеспечивать направленную доставку лечебной дозы ионизирующего излучения к очагу поражения при минимальном воздействии на здоровые ткани [1]. Направленная доставка достигается с помощью биологического вектора, связанного с радионуклидом за счет лиганда, обладающего сродством как к биологической молекуле, так и к иону радионуклида (рис. 1) [2].



**Рис. 1. Схема создания радиофармпрепарата. Стадия 1 – конъюгация биологического вектора и молекулы лиганда, стадия 2 – добавление радионуклида**

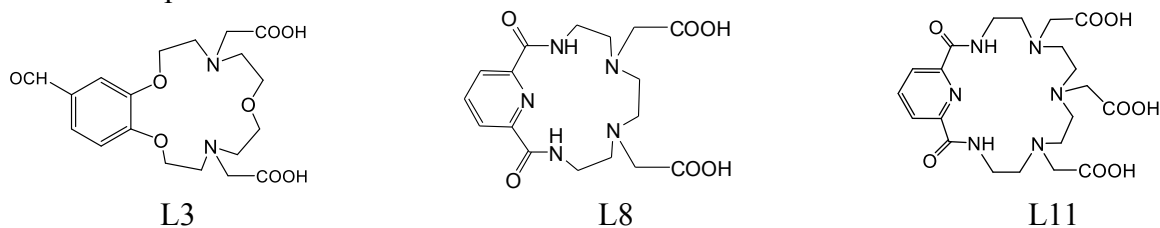
Наиболее подходящим инструментом для детального изучения явлений с атомарным разрешением являются методы молекулярной динамики. Возникающую при этом проблему значительных вычислительных затрат возможно решить с помощью графических процессоров (Graphics Processing Unit, GPU).

Целью данного исследования является поиск новых типов комплексообразователей, отличающихся высокими константами устойчивости образуемых комплексов и быстрой кинетикой связывания.

В ходе работы необходимо было выполнить следующие задачи: с помощью методов молекулярной динамики оптимизировать геометрию комплексов радионуклид-хелатор, хелатор-пептид, радионуклид-хелатор-пептид; рассмотреть модель поведения комплекса хелатор-пептид в растворителе; подтвердить полученные константы устойчивости комплексов металл-хелатор экспериментально; а также проанализировать взаимодействие исследуемой системы с рецептором.

Рассматриваемыми лигандами являются соединения из класса азкараун-эфиров, способные образовывать комплексы с *f*-элементами (рис.2). Геометрии комплексов металл-хелатор были рассчитаны с помощью полуэмпирических методов. В результате были получены энергии связи металл-хелатор для редкоземельных элементов и ряда рассматриваемых лигандов. Полученные значения согласуются со значениями констант устойчивости ком-

плексов, известных из литературы и полученных экспериментально методом потенциометрического титрования.



**Рис. 2. Рассматриваемые хелаторы**

Система для моделирования комплекса пептид-хелатор включала в себя пептид, лиганд, молекулы растворителя и ионы натрия и хлора. Рассматриваемый пептид – октреотид, аналог гормона соматостатина. Для каждой системы с различными лигандами запускался расчет молекулярной динамики с целью определения перспективных центров связывания и образования комплекса пептид-хелатор. Анализ полученных траекторий для исследуемых лигандов позволяет зафиксировать образование конъюгата пептид-хелатор и определить потенциальные центры связывания, которые в дальнейшем могут быть модифицированы различными функциональными группами для образования комплекса.

При добавлении в исследуемую систему металла и анализе рассчитанной траектории можно также зафиксировать образование конъюгата за время, сравнимое со временем образования конъюгата пептид-хелатор, а значит, добавление металла не вносит существенных изменений в процесс образования комплекса.

Для анализа взаимодействия исследуемой системы с рецептором и предсказания наиболее выгодной ориентации для образования комплекса рецептора с рассматриваемым пептидом был выбран один из рецепторов соматостатина и проведен молекулярный докинг. По результатам полученных моделей была выбрана модель с наибольшей энергией связи и методом молекулярной динамики произведен расчет траектории для данной системы.

Таким образом, с помощью полуэмпирических методов рассчитаны энергии связи комплексов радионуклид-хелатор, согласующиеся с константами устойчивости комплексов, известных из литературы и полученных экспериментально; с помощью методов молекулярной динамики рассчитаны траектории движения систем хелатор-пептид, металл-хелатор-пептид; определены возможные центры образования комплекса; с помощью молекулярного докинга найдена наиболее выгодная ориентация для образования комплекса рецептора с пептидом.

Список литературы:

1. Okarvi S.M. Peptide-based radiopharmaceuticals and cytotoxic conjugates: Potential tools against cancer // *Cancer Treat. Rev.* 2008. V. 34. N. 1. P. 13-26.
2. Price E.W. and Orvig C. Matching chelators to radiometals for radiopharmaceuticals // *Chem. Soc. Rev.* 2014. V. 43. P. 260-90.

## К ВОПРОСУ О ПЕРСПЕКТИВАХ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ НА БИАЭС

*П.А. Блохин, И.И. Линге*

ИБРАЭ РАН, г. Москва, [Blokhin@ibrae.ac.ru](mailto:Blokhin@ibrae.ac.ru)

Одним из ключевых вопросов, решение которого является залогом успешного развития атомной отрасли - обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). В России принята концепция перехода от открытого топливного цикла к закрытому. На данный момент функционируют два завода, где хранится и частично перерабатывается ОЯТ. В «ПО «Маяк» – ОЯТ с реакторов типов ВВЭР-440 и БН-600, а в перспективе и АМБ. В рамках федеральных программ разрабатываются технологии по переработке ОЯТ других АЭС, в завершающей

стадии находится создание опытно-демонстрационного центра в «ГХК», где сейчас функционирует «мокрое» хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 и «сухое» РБМК-1000.

Один из немногих типов отработавшего топлива, в отношении которого не принято стратегического решения – ОЯТ Билибинской АЭС. Главным образом это обусловлено географическим расположением станции. Существуют четыре варианта дальнейшего обращения с ним. Первый, наиболее неблагоприятный и реализуемый на данный момент - отсутствие решения до момента прекращения эксплуатации станции. Второй – это сооружение пункта захоронения РАО и ОЯТ и локализация всего объема топлива там. Реализация такого варианта требует глубокой проработки с учетом международных обязательств. Третий – это организация длительного хранения ОЯТ и РАО на месте с отложенным конечным решением. Четвертый – это транспортировка ОЯТ до завода по переработке, что предполагает проведение ряда подготовительных мероприятий (выгрузка из бассейна выдержки (БВ), разделка и упаковка в транспортный упаковочный контейнер (ТУК)). В рамках ФЦП ЯРБ рассматривались различные пути транспортировки. Первый Северным морским путем до Кольского полуострова и далее железнодорожным транспортом до завода РТ-1. Второй – авиатранспортом до Красноярска и далее железнодорожным. В реализации обоих вариантов есть существенные трудности, связанные с временными и инфраструктурными ограничениями. Стоимость любого из вышеперечисленных сценариев превышает десятки (40 и выше) млрд руб. в ценах 2009-2011 гг.

Совокупность вышеописанных проблем является препятствием к принятию окончательного решения по обращению с ОЯТ. С учетом высокой стоимости реализации вариантов обращения с ОЯТ в работе предлагается рассмотреть варианты возможной оптимизации расходов, как один из таких - транспортировка отработавшего топлива с предварительной выдержкой в БВ. Из очевидных плюсов – снижение активности дозообразующих радионуклидов и как следствие снижение необходимой защиты удовлетворяющей нормативным требованиям.

За период эксплуатации уже накоплено свыше 6000 ОТВС, а к моменту вывода из эксплуатации будет порядка 8000 шт. Выдержка и хранение происходит в пристанционных бассейнах выдержки. Для этого ОТВС предварительно упаковывают в герметичные стальные пеналы. Конструкция ТВС реактора ЭГП-6 представляет собой из систему семи параллельных труб, одной центральной и шести периферийных. Шесть трубчатых твэлов располагаются в периферийных трубках. Для расчета требуемой защиты рассмотрен состав ОТВС при максимальном выгорании топлива ~20 МВт сут/кг U. В этом случае, после 5 лет выдержки основными дозообразующими радионуклидами от гамма-излучения являются продукты деления ( $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{155}\text{Eu}$ ) и продукт активации  $^{60}\text{Co}$ , которые нарабатываются соответственно в топливе и оболочках твэлов. Мощность дозы создаваемая от нейтронного излучения в значительной степени зависит от спонтанного деления Cm-244.

В рамках ФЦП ЯРБ разработана и обоснована конструкция ТУК, который вмещает предварительно подготовленные 18 ОТВС и удовлетворяет требованиям по безопасности для транспортировки для состава ОЯТ после минимальной выдержки в 5 лет. Требования по уровням мощности дозы при транспортировке следующие:

- мощность дозы на поверхности ТУК  $< 2,0$  мЗв/ч;
- мощность дозы на расстоянии 2 м от поверхности ТУК  $< 0,1$  мЗв/ч.

Класс рассматриваемого ТУКа – С (сохраняют свои защитные свойства даже после авиакатастроф). Для отработавшего топлива с максимальным выгоранием, выдержанного 5 лет в БВ толщина стенки ТУКа должна быть ~ 24 см. Для оценки требуемой защиты при различных сроках выдержки (табл. 1) был рассчитан источник гамма и нейтронного излучений и разработаны расчетные модели ТУК. Расчет проводился в программе TDMCC, основанной на методе Монте-Карло. На относительно больших сроках выдержки (30 лет и более) основной вклад в мощность дозы от гамма-излучения вносит Cs-137, так как уровень активности

остальных продуктов деления и Со-60 к этому времени в значительной степени снизится. Мощность дозы от нейтронного излучения на начальный момент времени (5 лет) составляет ~10 % от мощности дозы гамма-излучения. С учетом того, что период полураспада Cm-244 составляет 18,1 год, для больших времен выдержки его вклад не учитывался.

**Таблица 1. Результаты расчетов экономии при транспортировке при различных сроках выдержки**

Дозообразующие р/н	T <sub>v</sub> , лет	Уменьшение защиты (крыша, дно, стенки), см	Уменьшение массы ТУК, %	Экономия, т-км
ПД, Со-60	5	0	-	-
Cs-137	30	5	13	1,86E+07
	60	6	16	2,22E+07
	90	7	18	2,56E+07
	150	10	25	3,53E+07

Масса ТУК ~ 67 т, а для транспортировки всего объема ОЯТ их необходимо 445 шт. Расстояние, на которое планируется транспортировать ОЯТ авиатранспортом ~ 4700 км, поэтому экономия в перевезенных тонно-километрах достигает существенных значений (табл. 1).

В работе рассмотрен один из аспектов варианта дальнейшего обращения с ОЯТ Би-АЭС. Для принятия обоснованного решения необходимо проведение исследований и анализа всех потенциальных сценариев. Однако, полученные результаты показывают, что при выдержке ОЯТ можно значительно сэкономить в будущем на перевозимой массе, за счет снижения массы ТУКа, сохраняя при этом требуемый уровень радиационной безопасности. Этот факт дает повод для проведения дальнейших экономических оценок и может помочь в решении вопроса дальнейшего обращения с ОЯТ на БиАЭС.

**ВЫПОЛНЕНИЕ РАБОТ ПО ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ И РАЗРАБОТКЕ ПРОЕКТНО-КОНСТРУКТОРСКОЙ ДОКУМЕНТАЦИИ ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ СТЕЛЛАЖЕЙ УПЛОТНЕННОГО ХРАНЕНИЯ ТОПЛИВА ЭНЕРГОБЛОКОВ №1,2 КЛНАЭС (ГПЗ-2015, №6771/985, ИНВ №28016 БАСЕЙН ВЫДЕРЖКИ 1 БЛ. (БЛК №1) И №29016 БАСЕЙН ВЫДЕРЖКИ 2 БЛ. (БЛОК №2)**

*Н.А. Егоров*

АО «ИЦЯК», г. Санкт-Петербург, egorov\_na@bk.ru

**Основание для разработки.** Основанием для разработки стеллажа является Решение от 18.12.2012 № КЛНАЭС 1, 2 Р – 648 К(04-06)2012 «О замене стеллажа съемного на стеллаж уплотненного хранения топлива в бассейне выдержки энергоблоков №1, 2 Калининской АЭС».

**Цель и назначение разработки.** Разработка проектно-конструкторской документации по оснащению действующих энергоблоков 1,2 КЛНАЭС стеллажами уплотненного хранения топлива, что позволит в дальнейшем увеличить количество места для выдержки отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС) в бассейне выдержки, проработки технологии вывоза на переработку отработавших ТВС.

Это приведёт к сокращению сроков проведения планово-предупредительного ремонта, к устойчивой работе энергоблоков №1, 2 и как следствие, позволит исключить потери выработки электроэнергии.

**Основная часть.** В основной части доклада будут рассмотрены:

1. Основные конструктивные характеристики стеллажа уплотненного хранения.
2. Состав, устройство и работа стеллажа уплотненного хранения топлива.
3. Расчеты и обоснование безопасности стеллажа уплотненного хранения топлива.
4. Дополнительное оборудование для установки и демонтажа стеллажа уплотненного хранения из бассейна выдержки (Траверса стеллажа уплотненного хранения).
5. Преимущества конструкции.

## **РЕКОНСТРУКЦИЯ И АНАЛИЗ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ЖИТЕЛЕЙ ПОСЕЛКА НОВОГОРНЫЙ, ОБУСЛОВЛЕННОГО АТМОСФЕРНЫМ ПЕРЕНОСОМ РАДИОНУКЛИДА ЦЕЗИЯ-137 С АКВАТОРИИ ВОДОЕМА КАРАЧАЙ ЗА ПЕРИОД С 1952 ПО 2015 ГОДЫ**

*К.Ю. Мокров*

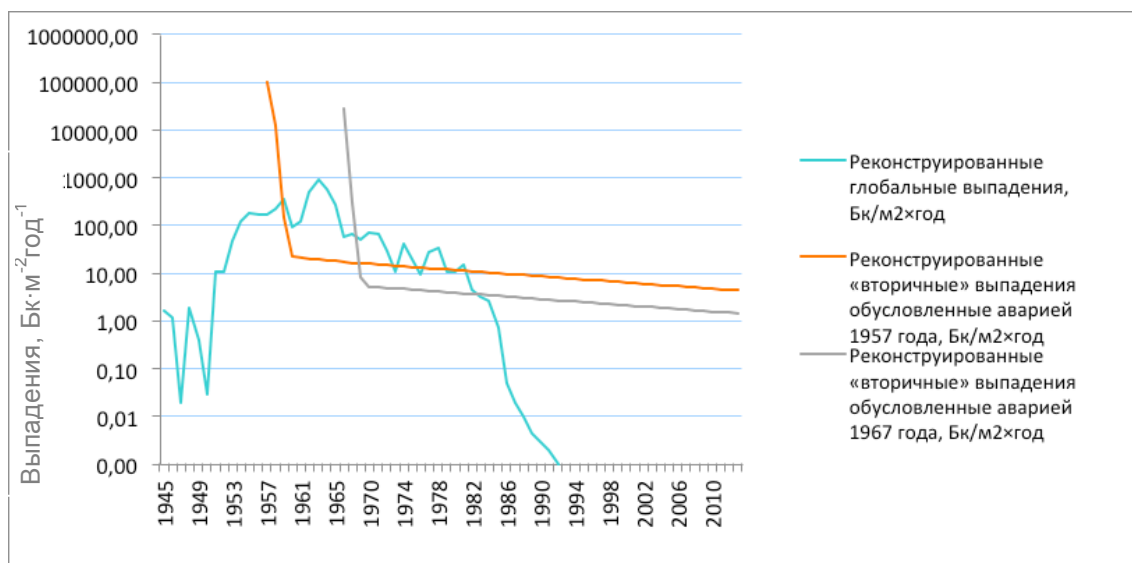
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, Kmokrov174@gmail.com

Наблюдение и контроль загрязнения радиоактивными веществами атмосферного воздуха в районе размещения ФГУП «ПО «Маяк» был организован начиная с 1952 года. За это время на ФГУП «ПО «Маяк» накоплен огромный объем информации о параметрах загрязнения атмосферы.

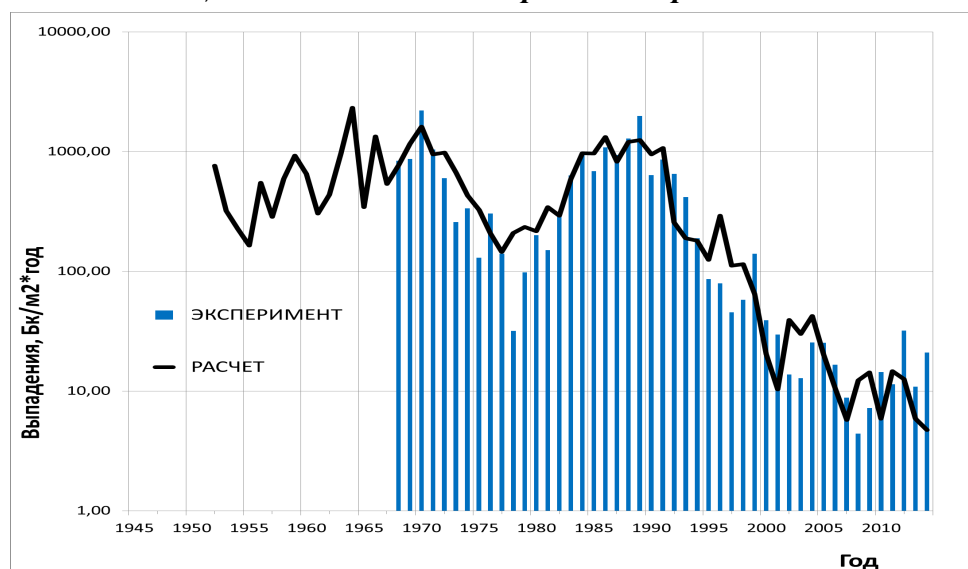
В настоящей работе впервые обобщены имеющиеся многолетние ряды наблюдений, выявлены вклады основных источников формирования загрязнения атмосферы, проведена оценка их параметров и подготовлен научно – обоснованный прогноз изменения во времени. В качестве экспериментального метода контроля радиоактивного загрязнения атмосферы был выбран метод «планшетов». В качестве изучаемого радионуклида выбран цезий-137. Проанализированы данные о плотности атмосферных выпадений цезия-137 в районе расположения пос. Новогорный за период с 1968 по 2014 годы, полученные специалистами Государственного комитета СССР (России) по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды. Выбор пос. Новогорный в качестве изучаемого объекта был обусловлен тем, что он расположен в зоне наблюдения ФГУП «ПО «Маяк» в юго-западном направлении, что соответствует преимущественным направлениям ветра для данного района, на расстоянии 4 км от водоема В-9 (озеро Карачай), является ближайшим к предприятию населенным пунктом и, поэтому, является критическим с точки зрения оказываемого радиационного воздействия на население.

С использованием разработанной и рекомендованной НКДАР ООН модели стратосферных глобальных радиоактивных выпадений, восстановлены данные о плотности поверхностных выпадений цезия-137 для широты расположения пос. Новогорный (55<sup>0</sup> северной широты).

На основе известной модели вторичного ветрового подъема радиоактивной пыли с ранее загрязненных территорий и с использованием реальных данных о плотности поверхностного загрязнения почвы в районе расположения пос. Новогорный в результате радиационных аварий 1957 и 1967 годов, восстановлены (оценены) данные о вторичных радиоактивных выпадениях цезия-137 за весь последующий период времени (до 2015 года). Оценен вклад процесса вторичного ветрового подъема цезия-137 с поверхности почвы, загрязненной в результате аварийных и хронических глобальных выпадений, в суммарные выпадения для территории пос. Новогорный. Результаты реконструкции приведены на рис. 1. Отмечено и подтверждено, что за изучаемый период времени (начиная с 1968 года) выпадения цезия-137 на территории пос. Новогорный, обусловленные выбросами из организованных источников выброса (труб предприятия) были на 2-3 порядка величины меньше реально регистрируемых значений и не могли внести значимый вклад в формирование загрязнения атмосферы.



**Рис. 1. Реконструированные распределения глобальных и локальных («вторичных») выпадений цезия-137 в пос. Новогорный за период 1945-2015 годы**



**Рис. 2. Зависимость плотности выпадения цезия-137 в пос. Новогорный (за вычетом плотности глобальных выпадений и выпадений обусловленных вторичным ветровым подъемом) в сравнении с реконструированным (расчетным) распределением (нормировано на мощность возможного источника выброса - произведение среднегодовых значений площади водоема В-9 на соответствующее значение объемной активности цезия-137 в воде)**

Выдвинуто предположение, а далее аргументированно доказано, что основным источником загрязнения атмосферы цезием-137 в районе расположения пос. Новогорный является процесс ветрового уноса водного аэрозоля (мельчайшие капли воды, находящиеся в воздухе во взвешенном состоянии) с акватории водоема В-9. Известно, что основным механизмом образования водного аэрозоля над акваторией водоемов является процесс «схлопывания» газовых пузырьков на водной поверхности. При этом, мельчайшие капли воды (аэрозоли), образующиеся при схлопывании пузырьков имеют такое же радиоактивное (солевое) загрязнение, как и вода водоема.

Показано, что зависимость плотности выпадения цезия-137 в пос. Новогорный (за вычетом плотности глобальных выпадений и выпадений обусловленных вторичным ветровым подъемом) хорошо коррелирует с относительной мощностью источника «выброса» (произведение среднегодовых значений площади водоема на значение объемной активности цезия-

137 в воде водоема В-9) для всего временного интервала (с 1968 по 2015гг). При этом, «расчетные» данные были нормированы методом «наименьших квадратов» на «экспериментальные» данные. Полученное значение коэффициента нормировки позволило реконструировать выпадения цезия-137 в пос. Новогорный за весь период существования водоема Карачай (с 1952 года). Всего за период с 1952 по 2015 годы суммарное выпадения цезия-137 в районе пос. Новогорный (без учета радиоактивного распада) в результате уноса водного аэрозоля с акватории водоема В-9 оценивается значением 30,0 кБк/м<sup>2</sup> (0,8 Ки/км<sup>2</sup>), а с учетом радиоактивного распада на 2015 год - 12,5 кБк/м<sup>2</sup> (0,33 Ки/км<sup>2</sup>). Оценен вклад различных источников загрязнения почвы цезием-137 в районе расположения пос. Новогорный за весь рассматриваемый период времени и по состоянию на 2015 год (табл. 1).

**Таблица 1. Вклад различных источников загрязнения почвы цезием-137 в районе расположения пос. Новогорный за весь рассматриваемый период времени и по состоянию на 2014 год**

Источник загрязнения	Период загрязнения, годы	Плотность загрязнения, кБк/м <sup>2</sup>	
		Всего за весь период воздействия	По состоянию на 2014 год
Глобальные выпадения	1945-1988	4,43	1,36
Авария 1956 года	1957	74,0	19,4
Авария 1967 года	1967	18,5	6,1
Вынос с акватории водоема В-9	1952-2015	30,0	12,5

Выполнены численные оценки радиационного воздействия на население от «выбросов» цезия-137 с акватории водоема Карачай за весь период его существования в качестве пункта размещения ЖРО. С учетом всех путей радиационного воздействия для критической группы населения пос. Новогорный суммарное значение эффективной дозы за 64 года (с 1952 по 2015 год), обусловленной «выбросами» (ветровым выносом с акватории водоема В-9) цезия-137 при всех принятых консервативных (сильно завышенных) предположениях оценивается 2,4 мЗв, что составляет менее 4 % от предела дозы для населения. Показано, что основной вклад (более 95 %) в дозу облучения вносит поступление цезия-137 в организм человека пероральным путем (табл. 2).

**Таблица 2. Значения дозы облучения критической группы населения пос. Новогорный для всех путей радиационного воздействия и суммарное значение эффективной дозы за 63 года (с 1952 по 2014 год), обусловленной «выбросами» (ветровым выносом с акватории водоема В-9) цезия-137**

Радиационное воздействие	Доза, мкЗв
1. Ингаляционное поступление цезия-137	3,6
2. Внешнее облучение от полубесконечного «облака»	0,087
3. Облучение от поверхности почвы, загрязненной цезием-137	46,0
4. Доза, обусловленная пероральным поступлением цезия-137 в организм человека	2300,0
Суммарная доза	2350,0

## ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ РАДИОМЕТРИИ И ЯДЕРНОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ ПРИ ПАСПОРТИЗАЦИИ РАДИОНУКЛИДНЫХ ПРЕПАРАТОВ

А.С. Куприянов, С.В. Грунин, Е.В. Малинина

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, kupon-dd@mail.ru

Радиометрия и ядерная спектрометрия являются важнейшими областями экспериментальной физики, без которых не обходится ни одно производство, связанное с изготовлением

радионуклидных источников и препаратов. Методы и инструменты для спектрометрического анализа постоянно совершенствуются, открывая новые возможности для специалистов [1].

В ОАО ГНЦ «НИИАР» более 40 лет существует производство источников препаратов на основе реакторных радионуклидов. В настоящее время наш Институт является одним из немногих в России производителей радионуклидов высокой удельной активности [2].

В работе рассмотрены методы радиометрии и ядерной спектрометрии, применяемые при паспортизации альфа-, бета- и гамма-излучающих радионуклидных препаратов. Рассмотрены достоинства и недостатки методов. Определены основные метрологические характеристики установок. Приведены аппаратурные спектры анализируемых радионуклидов.

#### Список литературы:

1. Волков Н.Г., Христофоров В.А., Ушакова Н.П. Методы ядерной спектрометрии. -М.: Энергоатомиздат, 1990.
2. Кузнецов Р.А. Производство реакторных радионуклидов в ОАО ГНЦ «НИИАР» - Тезисы 7-ой Российской конференции по радиохимии «Радиохимия - 2012», г. Димитровград, 15-19 октября 2012 г. С. 379.

### ИЗУЧЕНИЕ МЕХАНИЗМА СОРБЦИИ ИОНОВ ЩЕЛОЧНЫХ МЕТАЛЛОВ (Li, Na, K) СИЛЬНОКИСЛОТНЫМИ КАТИОНИТАМИ

*Т.С. Волкова<sup>1,2</sup>, В.В. Рудских<sup>1,2</sup>*

<sup>1</sup>ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, [cr1@po-mayak.ru](mailto:cr1@po-mayak.ru)

<sup>2</sup>ОТИ НИЯУ МИФИ, г. Озерск

В настоящее время литий и его соединения широко используются в различных отраслях промышленности: для изготовления химических источников тока, в дефектоскопии, в металлургии, ядерной энергетике и др. Литий распространен в природе достаточно широко, известно более 150 литийсодержащих минералов. В настоящее время основными источниками получения соединений лития являются сподумен (более 50 % мировой добычи), лепидолит (более 20 %), петалит (более 10 %), амбликонит и циннвальдит.

В процессе гидрометаллургической переработки литиевого сырья получают технические концентраты лития, содержащие значительное количество сопутствующих химических примесей. Вследствие близости химических свойств наиболее трудно осуществить очистку лития от примесей щелочных металлов (натрия и калия). Одним из возможных способов решения указанной проблемы представляется использование сорбционного метода.

Практическая реализация сорбционных методов очистки невозможна без проведения предварительных экспериментальных исследований кинетики сорбции. Исследование кинетики сорбции позволяет установить время достижения сорбционного равновесия и выдвинуть предположения о механизме взаимодействия ионов металлов с ионитом. Время достижения равновесия при сорбции является важной характеристикой любого поглотителя и имеет как практическое, так и теоретическое значение. Эта характеристика позволяет оценить возможность и целесообразность применения сорбента для решения конкретных практических задач.

Цель настоящей работы заключалась в определении кинетических характеристик процесса сорбции из водных растворов ионов щелочных металлов (лития, натрия и калия) на сильнокислотных катионитах, установление механизма кинетики сорбции, расчет коэффициентов диффузии обменивающихся ионов и констант скорости суммарного процесса.

В рамках настоящей работы исследованы кинетические характеристики сильнокислотных сульфоновых катионитов по отношению ионам щелочных металлов (литию, калию и натрию) в статических условиях. В качестве катионитов использовали следующие материалы: КУ 2-8; Purolite C100; Resinex KW-8.



Произведен анализ экспериментально полученных зависимостей значений степени обмена от времени контакта фаз – кинетических кривых. Анализ сводился к сопоставлению экспериментальных данных с теоретической моделью диффузионной и химической кинетики, представленной в виде соответствующего уравнения [1].

Установлен схожий характер зависимости степени обмена ионов щелочных металлов на катионитах в зависимости от времени контакта фаз. Обнаружено, что сульфокатионитам свойственна высокая скорость сорбции исследуемых ионов в азотнокислых растворах. Оптимальное время контакта фаз для всех трех сорбентов составляет около 30 мин (т.е. происходит полное насыщение сорбента).

Определены кинетические характеристики процесса сорбции, в частности время полуобмена и максимально возможная скорость пропускания раствора через сорбционную колонну в динамическом режиме (табл. 1). Установлено, что максимально возможная скорость пропускания раствора уменьшается в ряду  $K^+ > Na^+ > Li^+$  для всех исследованных катионитов. Таким образом, среди исследованных ионов щелочных металлов наименее сорбируемым является литий.

**Таблица 1. Значения времени полуобмена  $\tau_{1/2}$  и максимальной скорости фильтрации раствора через сорбционную колонну  $Q$**

Параметр	Катионит								
	Resinex KW-8			Purolite C 100			КУ-2-8		
	Li	Na	K	Li	Na	K	Li	Na	K
$\tau_{1/2}$ , сек	67	55	37	100	84	68	58	46	38
$Q$ , к.о./ч	5,4	6,5	9,7	3,6	4,3	5,3	6,2	7,8	9,5

Исследован механизм кинетики сорбции. Рассчитаны значения констант скорости внешней ( $\gamma$ ) и внутренней ( $B$ ) диффузии, коэффициенты внешней ( $D_f$ ) и внутренней диффузии ( $D_i$ ) (табл. 2). Согласно значениям коэффициента гелевой диффузии скорость сорбции возрастает в ряду  $Li^+ < Na^+ < K^+$ , в соответствии с увеличением радиуса негидратированного иона от 0,78 Å для лития до 1,33 для калия [2].

**Таблица 2. Значения констант скорости внешней ( $\gamma$ ) и внутренней ( $B$ ) диффузии и коэффициентов внешней ( $D_f$ ) и внутренней диффузии ( $D_i$ )**

Параметр	Катионит								
	Resinex KW-8			Purolite C 100			КУ-2-8		
	Li	Na	K	Li	Na	K	Li	Na	K
$\gamma \cdot 10^3, c^{-1}$	10,0	10,8	13,8	6,4	7,7	9,9	8,3	9,4	12,5
$B \cdot 10^3, c^{-1}$	8,8	9,0	12,2	5,8	7,0	8,9	6,9	8,5	10,2
$D_f^* \cdot 10^6, cm^2/c$	2,58	10,13	24,69	3,00	16,40	19,80	1,76	9,46	30,40
$D_i^{**} \cdot 10^6, cm^2/c$	1,09	1,12	1,52	1,47	1,77	2,26	0,44	0,54	0,65

\* толщина пленки раствора вокруг гранул сорбента принята равной  $5 \cdot 10^{-3}$  см.  
 \*\* радиусы зерен катионитов Resinex KW-8, Purolite C 100 и КУ-2-8 приняты равными 0,35; 0,5 и 0,25 мм соответственно.

Исходя из величин констант скорости внешней ( $\gamma$ ) и внутренней ( $B$ ) диффузии, для исследованных смол получены одинаковые ряды убывания скорости сорбируемости ионов щелочных металлов  $K^+ > Na^+ > Li^+$ . Для сульфокислотных катионитов константы скорости диффузии и, соответственно сорбции, снижаются в ряду Resinex KW-8 > КУ-2-8 > Purolite C 100.

В целом, процесс сорбции протекает в смешаннодиффузионном режиме, когда он контролируется диффузией в пленке раствора на поверхности зерен сорбента и в самих

зерна смолы. Стадия взаимодействия сорбируемых ионов с функциональными группами также вносит определенный вклад в общую скорость процесса. Извлечение исследованных элементов из модельных монокомпонентных растворов на сильнокислотных катионитах удовлетворительно описывается кинетической моделью псевдвторого порядка.

*Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (грант № 15-13-10008).*

#### Список литературы:

1. Полянский Н.Г. Методы исследования ионитов [Текст] / Полянский Н.Г., Горбунов Г.В., Полянская Н.Л. -М.: Химия, 1976. – 208 с.
2. Краткий справочник физико-химических величин. Изд. 8-е, перераб. / Под ред. Равделя А.А., Пономаревой А.М. -Л.: Химия, 1983. 232 с, ил.

### **ОЧИСТКА УРАНОВЫХ АММИАЧНЫХ МАТОЧНЫХ РАСТВОРОВ ОТ АЛЬФА-ИЗЛУЧАТЕЛЕЙ МЕТОДОМ ДИНАМИЧЕСКОЙ ТАНГЕНЦИАЛЬНОЙ ФИЛЬТРАЦИИ**

*Н.С. Самарина, Е.Д. Харлова, К.В. Вербицкий, А.Н. Машкин, М.В. Логунов*

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

В результате переработки реэкстрактов обогащенного регенерированного урана методом аммиачного осаждения для получения закиси-окиси урана образуются урановые аммиачные маточные растворы. Стадия аммиачного осаждения включает следующие операции:

- прием скорректированного по массовой доле изотопа уран-235 азотнокислого реэкстракта урана;
- осаждение полиуранатов аммония водным раствором аммиака;
- сгущение суспензии полиуранатов аммония и отделение ее от маточного раствора в центрифуге;
- прокаливание сгущенной суспензии, представляющей собой соль полиуранатов аммония, во вращающейся электропечи непрерывного действия до получения закиси-окиси;
- осветление аммиачного фугата из центрифуги через металлокерамический фильтр.

Образующийся на последней операции осветленный фугат, который согласно ОСПОРБ-99/2010 относится к категории САО, после проведения анализов выдавали в промышленный водоем В-9.

В условиях закрытия специального промышленного водоема В-9 до ввода в эксплуатацию комплекса цементирования САО был разработан вариант обращения с аммиачным фугатом. Данный метод предусматривает замену металлокерамического фильтра на установку динамической тангенциальной фильтрации, которая наряду с осветлением фугата обеспечит удаление альфа-излучателей из данного раствора. Полученный пермеат, относящийся к категории НАО, будет пригоден для сброса в спецканализацию. Концентрат будет возвращаться в голову процесса.

Опыты проводили на лабораторной установке мембранной фильтрации «Membra-Flow Pilot Mono». В работе использовали фильтрующий элемент с размером пор 100 нм. Объемные  $\alpha$ - и  $\beta$ -активности исходных суспензий, пермеатов и концентратов измеряли на радиометре «Tennelec S5XLB», обработку результатов проводили с помощью программы «Eclipse LB». Очистке подвергали нефильтрованный фугат, который представлял собой мутную жидкость с желтым осадком. Концентрация урана в исходном растворе составляла от 180 до 510 мг/л. Основными составляющими  $\alpha$ -активности в исходной суспензии являются  $^{234}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Pu}$ . Объемная активность порций исходного раствора: альфа – от  $0,58 \cdot 10^5$  до  $1,47 \cdot 10^5$  Бк/л, бета – от  $1,58 \cdot 10^4$  до  $3,34 \cdot 10^4$  Бк/л, среднее значение МЭД составляло  $7,3 \cdot 10^{-6}$  мкР/с.л.

В результате работы проведена очистка от основных составляющих  $\alpha$ - и  $\beta$ -активности. Получены коэффициенты очистки, которые составляют до 386 от  $\alpha$ -активных нуклидов и до 33 для  $\beta$ -активных нуклидов. Объемная активность полученных пермеатов: альфа – от  $0,22 \cdot 10^3$  до  $2,80 \cdot 10^3$  Бк/л, бета – от  $1,20 \cdot 10^3$  до  $4,10 \cdot 10^3$  Бк/л. Согласно критериям, приведенным в ОСПОРБ-99/2010, все полученные в результате динамической тангенциальной фильтрации пермеаты относятся к категории низкоактивных отходов. Полученные в ходе работ результаты позволяют поднять вопрос о подключении потока низкоактивного пермеата (при внедрении динамической тангенциальной фильтрации) к спецканализации с последующей переработкой вод спецканализации на мембранно-сорбционной установке.

## МАСС-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЙ МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ УРАНА В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОДУКТАХ

*Е.В. Смолянинова*

ФГУП «ПО «Маяк» г. Озерск, evgeshk08@mail.ru

К точности количественного и изотопного определения урана в технологических продуктах предъявлены строгие требования, так как именно этот продукт определяет выбор технологического регламента регенерации отработанного ядерного топлива, и по нему составляется материальный баланс. Таким образом, для получения результатов требуемой точности и, как следствие, обеспечения эффективного функционирования системы учёта и контроля ядерных материалов в аналитической лаборатории завода 235 предложен метод изотопного разбавления с масс-спектрометрическим окончанием.

Суть метода заключается в следующем: проба (технологический продукт) с изотопной меткой (СО азотнокислого раствора урана-233) проходит весь цикл пробоподготовки с дальнейшим определением ее изотопного состава на масс-спектрометре с индуктивно-связанной плазмой (ИСП-МС) Thermo X-Series. По изменению изотопного состава вычисляется концентрация урана в исходной пробе.

В рамках рассматриваемого метода количественного анализа предусматривается наличие пробоподготовки, следовательно, именно на этой стадии аналитической процедуры вероятнее всего проявление погрешностей, обусловленных человеческим фактором. Это объясняет необходимость создания надежной автоматизированной системы, способной к эффективному устранению субъективного фактора на этапе проведения аналитического контроля, а также для снижения дозовой нагрузки на персонал аналитической лаборатории вследствие контакта с высокоактивными пробами. Для решения этих задач предложен способ автоматизации пробоподготовки путем использования устройств разведения в рамках измерительно-вычислительного комплекса (ИВК).

Проведено тестирование основных устройств пробоподготовки, входящих в состав измерительно-вычислительного комплекса: лабораторного устройства пробоотбора и разведения (ЛУПР) и устройства подготовки проб (УПП). Проверка применимости ЛУПРа и УПП производилась на аттестованном растворе урана, при этом точность и эффективность работы автоматических устройств оценивалась путем сопоставления результатов разведения с расчетными данными, а также сравнения автоматического способа пробоподготовки с разведением при помощи микродозатора.

Результаты тестирования автоматических устройств разведения в составе измерительно-вычислительного комплекса позволили на следующем этапе испытаний провести проверку применимости метода изотопного разбавления с масс-спектрометрическим окончанием.

Результаты измерений показали, что применение метода изотопного разбавления для определения концентрации урана в технологических продуктах обеспечивает достаточно высокую степень точности проведения анализа, а в сочетании с использованием автоматиче-

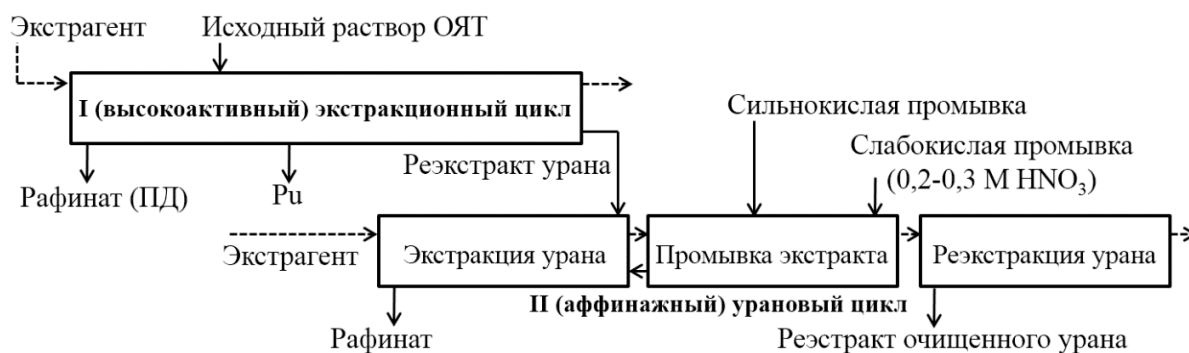
ских устройств пробоподготовки в составе ИВК повышает экспрессность анализа и исключает роль субъективного фактора.

Таким образом, можно сделать вывод о перспективности предложенного альтернативного метода с использованием ИСП-МС и автоматической системы пробоподготовки для определения концентрации урана во входных продуктах. Данный метод может быть использован на предприятии после окончательной доработки и аттестации.

## ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ АЦЕТОГИДРОКСАМОВОЙ КИСЛОТЫ ДЛЯ ПРОМЫВКИ ОТ Рn НА АФФИНАЖНОМ УРАНОВОМ ЦИКЛЕ ПУРЕКС-СХЕМЫ

*А.Л. Шереметьева, А.Б. Мелентьев, А.Н. Машкин*  
ФГУП «ПО«Маяк», г. Озерск, man34@po-mayak.ru

Пурекс-схемы, используемые для переработки ОЯТ АЭС, как правило, предполагают наличие двух экстракционных циклов для выделения и очистки урана. На I экстракционном цикле в рафинат удаляют наибольшую часть нежелательных продуктов деления (ПД) и распада урана, а также в отдельный поток выделяется Рn. Урановый раствор направляется на II (урановый аффинажный) экстракционный цикл, где производится окончательная очистка U от следов Рn и ПД. Для этого на II цикле предусматриваются промывки экстракта – как правило, это сильноокислая промывка, назначение которой – удаление  $^{106}\text{Ru}$ , и слабоокислая промывка, основное назначение которой – удаление следов Рn, и, кроме того, ряда ПД, обладающих малыми коэффициентами распределения при  $[\text{HNO}_3] = 0,2-0,3\text{M}$  (рис. 1). В состав слабоокислой промывки для повышения ее эффективности могут вводиться различные реагенты. Длительное время в этом качестве использовалась широко известная система Fe(II)+гидразин (Гн), обладающая выраженными восстановительными свойствами по отношению к Рn.



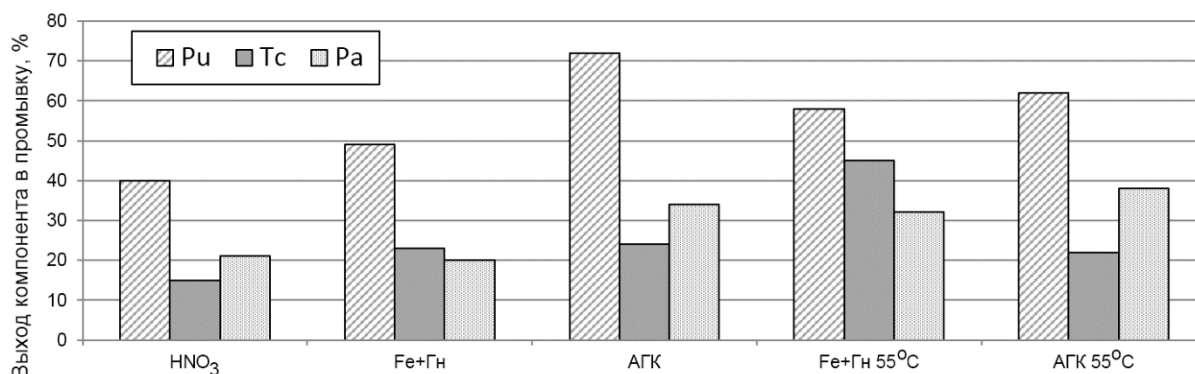
**Рис. 1. Упрощенная схема Пурекс-процесса для переработки ОЯТ**

Требования к регенерированному U, полученному в результате экстракционной переработки, постоянно растут в связи с его вовлечением в рефабрикацию топлива. Ввиду этого необходимо предпринимать меры по повышению очистки урана от плутония, а также от таких элементов, как  $^{99}\text{Tc}$  и Pa[1]. Это может быть достигнуто путем изменения состава слабоокислого промывного раствора на II экстракционном цикле для достижения максимальной комплексной очистки урана от радионуклидов-загрязнителей.

В рамках настоящей работы исследовали, как на очистку экстракта U влияет введение гидроксамовой кислоты в состав слабоокислой промывки. Известно, что гидроксамовые кислоты взаимодействуют с некоторыми актинидами, восстанавливая и включая их в неэкстрагируемые комплексы [2, 3]. Подобное взаимодействие с гидроксамовыми кислотами наблюдается и для Tc [4]. Ацетогидроксамовая кислота (АГК) является предметом интенсивных исследований и предложена для использования в ряде экстракционных схем для избирательной реэкстракции Рn, Np и Tc [5, 6].

Сравнительные опыты по исследованию влияния промывного раствора проводили с модельным насыщенным экстрактом U, содержащим 8,1 мкг/л Pu, 89,3 мкг/л Tc и  $2,0 \cdot 10^4$  Бк/л  $^{233}\text{Pa}$ . В качестве экстрагента использовался 30 % ТБФ в деароматизированном углеводородном разбавителе. Полученный экстракт приводили в контакт (при  $n=5$ ) с промывными растворами, содержащими 0,3М  $\text{HNO}_3$ , 0,035М Fe(II), стабилизированного гидразином, и 0,035М АГК. Для каждого промывного раствора проводили до 5 опытов, как при комнатной температуре, так и с нагревом до 55 °С. Органическую фазу до опытов и полученные рафинаты анализировали  $\alpha$ -спектрометрическим методом для определения содержания плутония,  $\gamma$ -спектрометрическим методом для определения  $^{233}\text{Pa}$ , и методом ICP-MS для анализа на содержание  $^{99}\text{Tc}$ .

Коэффициент распределения Pu в системе со слабокислой промывкой без добавок составил 2,3, что позволило за один контакт удалить в рафинат ~40 % Pu от количества, содержащегося в экстракте. По отношению к Tc и Pa такая промывка обладает достаточно низкой эффективностью. Промывка азотнокислым раствором, содержащим Fe(II) и гидразин при 25 °С, несколько повышает очистку от Pu,  $D_{\text{Pu}}$  снижается до 2. Незначительно возрастает и очистка от Tc – в рафинат за один контакт выходит 23 % от общего количества этого элемента в экстракте. Нагрев системы до 55 °С приводил к почти двукратному увеличению эффективности промывки от Tc. При введении в состав азотнокислой промывки АГК был получен существенный прирост очистки от плутония.  $D_{\text{Pu}}$  составил 1,3 при 25 °С и 1,6 при 55 °С. Таким образом, при комнатной температуре за один контакт в водную фазу сбрасывалось до 72 % от удельной активности плутония в экстракте, аналогичный выраженный эффект наблюдался и для Tc, Pa. При проведении операции промывки подогретыми растворами с АГК эффективность промывки от нуклидов-загрязнителей несколько снижалась (рис. 2).



**Рис. 2. Эффективность ряда азотнокислых промывных растворов для удаления плутония, технеция и протактиния из экстракта урана**

Таким образом, промывка, содержащая АГК, показала высокую эффективность для удаления из экстракта U микропримесей Pu и Pa. Указанная промывка наиболее эффективна без подогрева раствора. Хотя раствор с АГК несколько уступает по эффективности удаления Tc из экстракта системе железо(II)-гидразин при 55 °С, использование последней в современных схемах нежелательно ввиду поступления в рафинаты солей Fe, затрудняющих дальнейшее обращение с потоком этих растворов. АГК является несольеобразующим реагентом и не оказывает влияния на дальнейшие операции.

#### Список литературы:

1. Мелентьев А.Б., Машкин А.Н., Герман К.Э. // Химическая технология, 2015. Т.16. №1. С. 46-53.
2. Taylor R.J., May I. // Czech. J. Phys. 1999. V. 49. P. 617-621.
3. Зильберман Б.Я., Федоров Ю.С., Сытник Л.В. и др. // Химическая технология, 2000. №6. С. 16-21.

4. Gong C.S., Lukens W.W., Poineau F., Czerwinski K.R. // Inorg. Chem. 2008. V. 47. №15. P. 6674-6680.
5. Дзекун Е.Г., Машкин А.Н., Зильберман Б.Я. и др. Способ переработки облученного топлива АЭС. Пат. РФ, №2012075 С1 (1992); Бюл. 8. 1994.
6. Зильберман Б.Я. // Радиохимия, 2000. Т. 42. №1. С. 3-15.

## ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ РАСТВОРЕНИЯ СТЕРЖНЕВЫХ ТВЭЛ В КИПЯЩИХ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРАХ ПРИ ПОВЫШЕННОМ СОДЕРЖАНИИ ФТОРИД-ИОНА

*В.П. Леликов, М.А. Макарова, В.С. Ермолин*  
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, cpl@po-mayak.ru

Для проведения операции растворения облученного ядерного топлива (далее – ОЯТ) в настоящее время применяются агрессивные растворы. Процесс полного растворения ОЯТ достигается за счет введения в кипящие азотнокислые растворы добавок активаторов – фторид-ионов. Например, введение фторид-иона применяется на стадии дорастворения ОЯТ транспортно-судовых реакторов (далее по тексту – ТСУ). ТСУ представляет собой сборки тепловыделяющих элементов (далее – ТВЭЛ) различной геометрии. Оболочки ТВЭЛ выполнены из нержавеющей сталей.

На данный момент в радиохимическом производстве применяется двух стадийный процесс растворения ОЯТ с массовой концентрацией фторид-иона 1 г/дм<sup>3</sup>. Для решения проблемы низкого выхода при переработке стержневых ТВЭЛ был рассмотрен способ, предложенный в работе [1], который заключается в одностадийном процессе растворения ОЯТ с повышенным содержанием фторид-иона до 10 г/дм<sup>3</sup>. Значительные количества фтора в азотнокислом растворе увеличивают скорость растворения оболочек, что способствует повышению выхода урана при растворении данного топлива и сокращает временные затраты.

Для проведения растворения ОЯТ в агрессивных растворах необходимо надежное оборудование, устойчивое к коррозионному воздействию, которое обеспечит сохранение в герметичном объеме среды, содержащей радионуклиды [2].

В целях прогнозирования скорости растворения оболочек ТВЭЛ и коррозионного поведения технологического оборудования были проведены испытания коррозионной стойкости конструкционных материалов (далее – КМ) аппаратов-растворителей, где проходит стадия основного растворения, и материалов оболочек в технологических растворах с массовой концентрацией фторид-иона до 10 г/дм<sup>3</sup> и иона алюминия до 20 г/дм<sup>3</sup>.

Для проведения исследования были взяты образцы КМ из сплава 46ХНМ и стали марки 02Х18Н11, из которых изготовлено технологическое оборудование. Кроме этих материалов в имитаторах технологических растворов были испытаны КМ оболочек ТВЭЛ – стали марки 12Х18Н10Т и 06Х16Н15МЗБ, используемые на радиохимическом производстве.

Составы имитаторов технологических растворов приведены ниже:

- раствор I: HNO<sub>3</sub>–630 г/дм<sup>3</sup>; Al<sup>3+</sup>–14 г/дм<sup>3</sup>; F<sup>-</sup>– 1 г/дм<sup>3</sup>;
- раствор II: HNO<sub>3</sub>–630 г/дм<sup>3</sup>; Al<sup>3+</sup>–20 г/дм<sup>3</sup>; F<sup>-</sup>– 1 г/дм<sup>3</sup>;
- раствор III: HNO<sub>3</sub>–630 г/дм<sup>3</sup>; Al<sup>3+</sup>–14 г/дм<sup>3</sup>; F<sup>-</sup>– 5 г/дм<sup>3</sup>;
- раствор IV: HNO<sub>3</sub>–630 г/дм<sup>3</sup>; Al<sup>3+</sup>–20 г/дм<sup>3</sup>; F<sup>-</sup>– 5 г/дм<sup>3</sup>;
- раствор V: HNO<sub>3</sub>–630 г/дм<sup>3</sup>; Al<sup>3+</sup>–14 г/дм<sup>3</sup>; F<sup>-</sup>– 10 г/дм<sup>3</sup>;
- раствор VI: HNO<sub>3</sub>–630 г/дм<sup>3</sup>; Al<sup>3+</sup>–20 г/дм<sup>3</sup>; F<sup>-</sup>– 10 г/дм<sup>3</sup>.

Испытания проводили на трех параллельных образцах весовым (гравиметрическим) методом в кипящем растворе при соотношении объёма (см<sup>3</sup>) к площади поверхности образцов (см<sup>2</sup>) примерно 10:1 и с последующим определением потери массы образцов.

В целях наблюдения за динамикой развития коррозионного процесса и процесса растворения проводили три цикла испытаний по 4 ч. После каждого цикла образцы извлекали из колбы, промывали водопроводной водой, ополаскивали дистиллированной водой, просушивали, взвешивали на аналитических весах и после смены раствора загружали вновь.

В табл. 1 указаны максимальные значения скоростей коррозии КМ (мкм/ч) без учёта присутствия в имитационных растворах ионов переменной валентности, например, ионов урана.

**Таблица 1. Максимальные значения скоростей коррозии КМ в кипящих азотно-фторидных растворах с массовой концентрацией фторид-иона до 10 г/дм<sup>3</sup> и иона алюминия до 20 г/дм<sup>3</sup>**

Материал	K <sub>max</sub> , мкм/ч					
	р-р I	р-р II	р-р III	р-р IV	р-р V	р-р VI
12X18H10T	0,035	0,030	0,162	–	0,680	–
06X16H15M3B	–	0,034	–	–	–	0,337
02X18H11 (δ 2 мм)	0,034	–	0,136	–	0,404	–
	–	–	0,195*	–	0,886*	–
02X18H11 (δ 16 мм)	0,030	0,029	0,129	0,060	0,388	0,221
	0,032*	0,024*	0,146*	0,064*	0,547*	0,349*
46XHM	0,003	0,004	0,009	0,007	0,023	0,015

Примечание – \* скорость коррозии образца после провоцирующего нагрева.

Табл. 1 позволяет оценить скорость растворения оболочек ТВЭЛ, уменьшение толщины стенки оборудования в зависимости от состава технологического раствора и продолжительности циклов дорастворения ОЯТ.

Образцы из стали 02X18H11 с толщиной листового проката δ 2 мм и δ 16 мм без провоцирующего нагрева обладали близкой коррозионной стойкостью не зависимо от концентрации фторид-иона в рабочих растворах. Как и ожидалось [2], после провоцирующего нагрева более коррозионностойкой оказалась сталь 02X18H11 с толщиной листового проката δ 16 мм. Нужно отметить, что элементы растворителя из стали 02X18H11 (δ 2 мм) непосредственно с технологическим рабочим раствором не контактирует.

Повышение в технологическом растворе массовой концентрации фторид-иона от 1 до 10 г/дм<sup>3</sup> на стадии фторидного дорастворения ОЯТ приводит к значительному росту скорости коррозии КМ аппаратов-растворителей, что сокращает их срок эксплуатации.

По результатам исследования скорость растворения стали 12X18H10T увеличивается почти в 20 раз в растворах I, II и III с массовой концентрацией иона алюминия 14 г/дм<sup>3</sup>, а для стали 06X16H15M3B растворение увеличивается в 10 раз при массовом содержании иона алюминия 20 г/дм<sup>3</sup> в растворах II и VI.

Проведенные опыты позволяют уточнить ресурс работы аппаратов-растворителей из сплава 46XHM первой и второй нитки, нового аппарата-растворителя «Кумир» из стали 02X18H11 третьей нитки на стадии дорастворения в растворе с повышенным содержанием фторид-иона. В оборудовании из стали 02X18H11 не допускается проводить растворение ТВЭЛ при массовой концентрации фторид-иона выше 1 г/дм<sup>3</sup> в кипящем азотнокислом растворе. Оборудование из сплава 46XHM можно эксплуатировать при массовой концентрации фторид-иона в растворе до 10 г/дм<sup>3</sup> и массовой концентрации иона алюминия не менее 20 г/дм<sup>3</sup> с продолжительностью обработок растворами данного состава не выше 40 ч в год.

## Список литературы:

1. Исследование процесса растворения твэлов ВМ(к) в азотной кислоте, содержащей фтор [Текст] : отчет о НИР / предприятия п/я Р-6575, А-7340; исполн.: Шевченко В.Б., Ненарокомов Э.А., Смирнов В.В., Широкинский В.С., Козиненко Ю.В. -Москва, 1974. Инв. Ц/А-4410. С. 24.
2. Изучение коррозионной стойкости низкоуглеродистой стали 02Х18Н11 в условиях растворения отработавшего ядерного топлива [Текст]: отчёт / ФГУП «ПО» Маяк»; исполн.: Леликов В.П., Мальцев А.А., Романова С.О. -Озерск, 2008. 51 с. Инв. № ЦЛ/8870.

**ОБСЛЕДОВАНИЕ ПОМЕЩЕНИЙ НА СОДЕРЖАНИЕ РАДОНА В ГОРОДЕ КРАСНОКАМЕНСКЕ**

*А.М. Маренный<sup>1</sup>, С.М. Киселев<sup>2</sup>, А.В. Титов<sup>2</sup>, Р.А. Старинская<sup>2</sup>*

<sup>1</sup>ФГУП НТЦ радиационно-химической безопасности и гигиены ФМБА России, г. Москва

<sup>2</sup>ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва

Приаргунское производственное горно-химическое объединение (ППГХО) – крупнейшее в России уранодобывающее предприятие, в 15 км от основных карьеров и шахт по добыче урана которого располагается г. Краснокаменск. Близость расположения уранодобывающего производства оказывает влияние на радиационную обстановку в городе и на формирование дозовой нагрузки на население. Одним из основных факторов радиационного природного воздействия на населения является ингаляционное поступление радона и продуктов его распада, которое формирует более 50 % среднегодовой дозы. Так из-за превышения в несколько раз допустимых уровней радона в жилом фонде был переселен рабочий пос. Октябрьский, находившийся на СЗЗ предприятия.

В данной работе представлены результаты обследований помещений жилых и общественных зданий в центральных микрорайонах города с целью оценки воздействия радона на здоровье жителей г. Краснокаменска.

Измерения радона проводились интегральным методом с использованием трековых дозиметров и комплекса ТРЭК-РЭИ-1М. Экспозиметры были размещены в жилых домах, детских садах, предприятиях общественного питания и общественных зданиях. Обследование проходило в два периода (отопительный и теплый) в одних и тех же помещениях. Гамма-фон в помещениях варьировался в пределах  $0,16 \div 0,21$  мкЗв/ч.

В результате исследований были получены среднесезонные и среднегодовые значения ЭРОА радона для всех типов помещений. Интервалы значений ЭРОА радона в жилых помещениях: в отопительный период – 13-120 Бк/м<sup>3</sup>, в теплый период – 10 -100 Бк/м<sup>3</sup>; в детских учреждениях - в отопительный период – 33-90 Бк/м<sup>3</sup>, в теплый период – 29-140 Бк/м<sup>3</sup>; в других учреждениях – в отопительный период – 33-400 Бк/м<sup>3</sup>, в теплый период – 16-360 Бк/м<sup>3</sup>.

На основании полученных среднесезонных и среднегодовых значений ЭРОА радона были рассчитаны значения сезонных и годовых доз от радона для всех обследованных жилых помещений. В среднем по помещениям годовая доза варьируется от 2,0 до 10,0 мЗв.

Совокупность полученных результатов, как по значениям ЭРОА, так и по дозам от радона, указывают на допустимый уровень облучения населения практически во всех обследованных жилых помещениях.



## ПРИМЕНЕНИЕ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ МЕТОДОВ ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ $^{193m,195m}\text{Pt}$ ИЗ ОБЛУЧЕННЫХ МИШЕНЕЙ

*И.А. Чупраков, А.Ш. Мадумаров, Н.В. Аксенов*

Объединенный институт ядерных исследований, г. Дубна, *ilya\_chuprakov@bk.ru*

В настоящее время перспективным направлением исследований является персонализированная медицина, включающая в себя очень важный элемент – радионуклидную диагностику и терапию. Особый интерес представляют радионуклиды, излучение которых позволяет проводить диагностику и лечение конкретного пациента с использованием одного и того же радиофармпрепарата.

Благодаря подходящим ядерным свойствам изотопов  $^{195m}\text{Pt}$  ( $T_{1/2}=4,03$  дня, изомерный переход=100 %,  $E_\gamma=98,9$  кэВ,  $I_\gamma=11,4$  %) и  $^{193m}\text{Pt}$  ( $T_{1/2}=4,33$  дня, изомерный переход=100 %) представляется возможным их применение в терапевтических и диагностических целях в биологически активных соединениях с высокой удельной активностью. Оба радионуклида переходят в основное состояние изомерным переходом или испусканием конверсионных электронов. Также характеризуются высоким выходом Оже-электронов: в среднем 33 электрона на распад для  $^{195m}\text{Pt}$  и 26 для  $^{193m}\text{Pt}$ .

Для применения изотопов платины в медицине требуются значительно большие удельные активности, чем могут обеспечить традиционные методы наработки. Максимально достижимая удельная активность  $^{195m}\text{Pt}$  составляет 166,5 Ки/мг. В табл. 1 приведены удельные активности описанных в литературе ядерных реакций получения  $^{195m}\text{Pt}$ .

**Таблица 1. Удельные активности получаемых препаратов  $^{195m}\text{Pt}$**

Ядерная реакция	Удельная активность, мКи/мг	Лит-ра
$^{194}\text{Pt}(n,\gamma)^{195m}\text{Pt}$	$\approx 1$	1
$^{195}\text{Pt}(n,n'\gamma)^{195m}\text{Pt}$	1,4	1
$^{192}\text{Os}(\alpha,n)^{195m}\text{Pt}$	27	2
$^{195}\text{Pt}(\gamma,\gamma')^{195m}\text{Pt}$ $^{196}\text{Pt}(\gamma,n)^{195m}\text{Pt}$	$< 7$	3

В данной работе предлагается наработка целевых радионуклидов платины облучением соединений платины природного изотопного состава тормозным излучением на микротроне МТ-25 в Дубне согласно следующим ядерным реакциям:  $^{196}\text{Pt}(\gamma,n)^{195m}\text{Pt}$ ,  $^{195}\text{Pt}(\gamma,\gamma')^{195m}\text{Pt}$ ,  $^{194}\text{Pt}(\gamma,n)^{193m}\text{Pt}$ . Продукт получается с носителем, поэтому удельная активность невелика. Описанные в литературе методы сбора ядер отдачи [4] позволяют повысить удельную активность, однако выход при этом уменьшается значительно ( $Y = 3$  %).

Для повышения удельной активности нами была протестирована мишень, состоящая из смеси  $\text{H}_2\text{PtCl}_6$  и наноструктурированного материала криптомелана в качестве сборника ядер отдачи. Общий выход платины составил  $\approx 5 \cdot 10^3$  Бк/(мкА·мг·ч). Разделение криптомелана и макроколичества платины в форме  $[\text{PtCl}_6]^{2-}$  предполагалось провести, основываясь на различной растворимости компонентов в воде, что оказалось затруднительным из-за сильной сорбции  $[\text{PtCl}_6]^{2-}$  на криптомелане.

Для преодоления указанного недостатка была приготовлена мишень, состоящая из цисплатины и криптомелана. После отделения криптомелана от цисплатины криптомелан растворили в смеси 1,5М  $\text{H}_2\text{O}_2$ /1М  $\text{HCl}$ , упарили, разбавили 1 мл 0,1 М  $\text{HCl}$  и провели разделение Mn от Pt на катионообменной смоле Dowex 50WX8, 200 мэш. Выход полученного препарата платины составил 32 % от исходной активности  $^{195m}\text{Pt}$ .

Список литературы:

1. Knapp F.F. (Russ), Dash, Ashutosh, Radiopharmaceuticals for Therapy // Springer. 2016.

2. Hilgers K., Coenen H.H., Qaim S.M. // Appl. Radiat. Isot. 66. 2008. P. 545-551.
3. Dikiy N.P. et al, Problems of atomic science and technology. 2007. N 5. Series: Nuclear Physics Investigations (48). P. 118-121.
4. Darleane Christian, oTechnical information service, Oak Ridge, Tennessee. 1951.

## РАДИОЛИЗ ТИМИНА ПОД ДЕЙСТВИЕМ ИЗЛУЧЕНИЙ С РАЗЛИЧНОЙ ЛПЭ: КИНЕТИКА И МЕХАНИЗМ

И.А. Слостенко, А.Б. Сазонов

РХТУ им. Д.И. Менделеева, г. Москва, absazonov@mail.ru

Интерес к действию ионизирующего излучения на пуриновые и пиримидиновые азотистые основания обусловлен тем, что они являются фрагментами нуклеиновых кислот, а радиолитические превращения последних – важная проблема радиобиологии. Изучение механизмов радиационной деструкции ДНК и РНК вызвано, прежде всего, соображениями радиационной защиты генетического аппарата клетки.

В связи с этим, целью данной работы было изучение радиолитических превращений тимина в аэрированном водном растворе под действием излучений с различными значениями ЛПЭ: от жесткого  $\gamma$ -излучения  $^{60}\text{Co}$  (0,22 кэВ/мкм) до мягкого  $\beta$ -излучения трития (3,6 кэВ/мкм).

Для проведения экспериментов был приготовлен 1 мМ раствор тимина в дважды дистиллированной деионизированной воде. Облучение при 20 °С проводили на установке РХМ- $\gamma$ -20 (излучение  $^{60}\text{Co}$ , мощность дозы 78 мГр/с) и с помощью рентгеновского аппарата РАП-220-5 (напряжение на трубке 200 и 80 кВ, мощность дозы 65 и 11 мГр/с соответственно). Использование рентгеновской трубки объяснялось тем, что с помощью нее наиболее просто получить излучение с ЛПЭ, сравнимой с ЛПЭ  $\beta$ -частиц трития.

Определение концентрации тимина и продуктов его радиолиза в облученных пробах осуществлялось методом ВЭЖХ в варианте с обращенной фазой. Концентрацию тимина в облученных растворах определяли по площади его пика на хроматограммах. Спектрофотометрия исходного и облученных растворов (в работе использовался спектрофотометр Jasco V-670) показала, что в необлученном растворе тимин имеет две широкие полосы поглощения в УФ-диапазоне с максимумами 220 и ~260 нм. Полоса с максимумом на 220 нм сохраняется в облученных растворах. Так как новых пиков поглощения при этом не появляется, оказалось удобным проводить детектирование продуктов радиолиза при 220 нм, а оставшегося тимина – при любом из двух значений длины волны. Для проведения качественного анализа использовался масс-спектрометрический метод анализа, который проводился на хромато-масс-спектрометре ACQUITY TQD Waters с диодно-матричным детектированием.

С помощью хромато-масс-спектрометрии были идентифицированы шесть основных продуктов радиолиза тимина: *цис*- и *транс*-изомеры гликоля тимина ( $m/z=160$ ), 5-гидрокси-5-метилгидантоин ( $m/z=130$ ), 5-гидрокси-5-метилбарбитуровая кислота ( $m/z=158$ ), и два изомера гидроксигидроперекиси тимина ( $m/z=176$ ). Другие продукты, на образование которых указывает ряд менее интенсивных пиков на хроматограммах, однозначно идентифицировать не удалось.

Сравнение площадей пиков, соответствующих продуктам радиолиза, показывает, что с увеличением дозы облучения до ~1 кГр накопление гликолей тимина (суммы *цис*- и *транс*-изомеров) и 5-гидрокси-5-метилгидантоина происходит по линейному закону. Содержание гидроксигидроперекисей (суммы) проходит через максимум при  $D = 0,4-0,6$  кГр, после чего начинает уменьшаться. Что касается 5-гидрокси-5-метилбарбитуровой кислоты, то сделать более или менее определенный вывод о кинетике ее образования на основании полученных

данных не представляется возможным: отчасти потому что это соединение дает наиболее слабый спектральный сигнал.

В ходе работы было выяснено, что с увеличением ЛПЭ очень слабо, почти на уровне погрешности измерения, растет выход гликолей и заметно – выходы 5-гидрокси-5-метилгидантоина и 5-гидрокси-5-метилбарбитуровой кислоты.

Степень разложения тимина под действием излучения линейно зависит от времени, причем эта линейная зависимость сохраняется в диапазоне дозы до ~2,5 кГр, когда остаточная концентрация составляет всего около 20 % от исходной. Наиболее интересно то, что с увеличением ЛПЭ излучения выход разложения растет. Это вполне согласуется с тем, что выход продуктов радиолитического разложения подчиняется такой же закономерности (гидроксигидроперекиси не составляют исключения, так как их выход характеризуется скоростью накопления на начальном этапе облучения, а не скоростью дальнейшего распада).

Определить абсолютный выход продуктов в отсутствие стандартов этих веществ при заданной технике эксперимента было невозможно. В связи с этим в табл. 1 даны их относительные выходы. Ориентировочные значения абсолютных выходов для радиолитического разложения под действием  $\gamma$ -излучения  $^{60}\text{Co}$  можно найти, например, в работе [2]. Выход разложения приведен в абсолютных единицах.

**Таблица. 1. Радиационно-химические выходы разложения тимина и образования продуктов радиолитического разложения в диапазоне дозы до 0,8 кГр**

Излучение	Тимин (молекул/100 эВ)	Гидрокси-гидроперекиси (сумма)*	Гликоли тимина (сумма)	5-гидрокси-5-метил-гидантоин	5-гидрокси-5-метилбарбитуровая кислота
$^{60}\text{Co}$	<b>2,67</b>	1	1	1	1
Рентген (200 кВ)	<b>2,79</b>	1	1,02	1,16	1,47
Рентген (80 кВ)	<b>4,12</b>	1,43	1,13	1,31	-

\* Начальная скорость образования

Полученные результаты находятся в видимом противоречии с данными работы [1].

**Вывод.** Вероятнее всего, в работе [1] был допущен ряд методических ошибок. Данные настоящей работы говорят о том, что рост ЛПЭ излучения способен интенсифицировать радиолитические превращения азотистых оснований.

Список литературы:

1. Yamamoto O., Fuji I. Degradation of Thymine in Aqueous Solution Containing  $^3\text{HNO}$ . Comparison with  $^{60}\text{Co}$  Gamma-Radiolysis. J. Radiat. Res. 26 (1985). P. 257-268.
2. Scholes G., Willson R.L.  $\gamma$ -Radiolysis of Aqueous Thymine Solutions. Determination of Relative Reaction Rates of OH Radicals. Trans. Faraday Soc. 63 (1967). P. 2983-2993.



## АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ АВТОРОВ

**А**

Абашев Л.М.....19  
 Абдуллоев Р.Г. ....107  
 Авраменко В.А. 38, 118, 119  
 Аврорин В.В.....74  
 Агапов Н.Н. ....78  
 Азарова Ю.А. ....119  
 Аксенов Н.В.....153  
 Андреади Н.Г. ....34  
 Антоненко М.В.....42  
 Арефьева Е.С. ....21  
 Ахромеев С.В. ....22

**Б**

Бадун Г.А.....74  
 Баландина С.Ю.....74  
 Баранов А.Ю.....107  
 Беланова Е.А. ....122  
 Белкин О.А.....41, 72, 73  
 Белоусов С.В. ....24, 127  
 Беляков А.А. ....78  
 Березюк А.И. ....128, 131  
 Блохин П.А. ....138  
 Бобров П.А. ....105  
 Богданова О.Г.....16  
 Болдин М.С.....27, 41, 72, 73  
 Бородулина М.Л.....22  
 Боталов М.С.....99  
 Бояринцев А.В. ....19, 25, 87  
 Бруданин В.Б.....93  
 Брускин А.Б. ....23, 95  
 Бубеничиков В.Б. ....23  
 Букин А.Н. ....15  
 Булавин М.В. ....17  
 Буньков Г.М.....99  
 Бураков Б.Е. ....16  
 Буткалюк И.Л.....106, 107  
 Буткалюк П.С..84, 106, 107

**В**

Важенков М.В. ....25  
 Варот Г. ....93  
 Вахрушин А.Ю.....36  
 Вербицкий К.В. ....146  
 Верещагин И.И. ....24, 127

Верхоглядоев А.В.....17  
 Винокуров С.Е. ....33, 60  
 Власова И.Э. ....37  
 Волкова Т.С.....144  
 Вольф А.С. ....25  
 Воронина А.В. ....62  
 Ворошилов Ю.А.....125, 136

**Г**

Глазырин С.В. ....101  
 Голецкий Н.Д. ....81  
 Головкина Л.С. ....27  
 Горшкова О.С.....27, 67  
 Горячев И.А. ....29  
 Грунин С.В. ....143  
 Гурко О.Б. ....56  
 Густова М.В. ....31  
 Густова Н.С. ....31  
 Гущина Е.А. ....96

**Д**

Давыдов В.Е.....36  
 Данилов С.С.....33  
 Двоглазов К.Н. ....36, 130  
 Джееелло К.А. ....122  
 Дмитриев М.Г. ....36  
 Дьяков В.С. ....85

**Е**

Евсюнина М.В.....37  
 Егорин А.М.....38, 118, 119  
 Егоров Н.А. ....140  
 Егорова Б.В.....137  
 Елесин А.А.....36  
 Ермолин В.С.....150  
 Ерофеева М.В.....109  
 Ефремов А.Е. ....24, 127

**Ж**

Жирников Д.В. ....42  
 Жукова А.В. ....54

**З**

Зайцева Т.А. ....105  
 Зампаоло М.....93

Занора Ю.А. .... 113  
 Зарипов С.Р. .... 116  
 Зарубо А.М. .... 40, 64, 134  
 Захарова А.А. .... 41  
 Захарова О.Е. .... 66  
 Зацетина Е.В. .... 105  
 Зверев Д.В. .... 36  
 Зеленина Е.В. .... 15  
 Земскова Л.А. .... 118  
 Зильберман Б.Я. .... 81

**И**

Иванов К.Е. .... 89  
 Иванова В.А. .... 42  
 Ивенская Н.М. .... 44, 46  
 Ивонин С.А. .... 80  
 Исаев Д.В. .... 48  
 Истомин И.А. .... 113

**К**

Кадочигов К.А. .... 135  
 Каленчукова О.В. .... 49  
 Калмыков С.Н. .... 59, 83, 89  
 Канунов А.Е. .... 50, 90  
 Каптаков В.О. .... 52  
 Караиванов Д.В. .... 93  
 Карандашев В.К. .... 93  
 Каримова Ю.А. .... 110  
 Карл Л.Э. .... 54  
 Кириллов Е.В. .... 99  
 Кириллов С.В. .... 99  
 Киселев С.М. .... 48, 152  
 Кодина Г.Е. .... 23  
 Козел М.А. .... 56  
 Козина Ю.В. .... 109  
 Козлов П.В. .... 46, 122, 128  
 Корнилов А.С. .... 84, 133  
 Короб Д.К. .... 57  
 Костылев А.И. .... 15  
 Кочетов О.И. .... 93  
 Кочетова Т.Ю. .... 66  
 Крылов В.В. .... 66  
 Кузенкова А.С. .... 59  
 Кузин М.А. .... 130  
 Кузнецов А.Ю. .... 24, 127  
 Кузнецов Р.А. .... 84, 106, 107  
 Кузнецова Н.А. .... 51, 109, 114  
 Кузьменкова Н.В. .... 96  
 Куликов С.А. .... 17, 60  
 Кулюхин С.А. .... 83

Куляева И.О. .... 62  
 Куляко Ю.М. .... 60  
 Куприянов А.В. .... 91, 106  
 Куприянов А.С. .... 107, 143  
 Кургузова А.Н. .... 40, 64  
 Кустов А.А. .... 78

**Л**

Лабко В.С. .... 64  
 Ларина А.И. .... 65  
 Лебедев Н.А. .... 93  
 Лебедева О.М. .... 54  
 Лелет М.И. .... 22  
 Леликов В.П. .... 150  
 Линге И.И. .... 138  
 Логунов М.В. .... 125, 135, 136, 146  
 Лунева Е.В. .... 54  
 Лысенко Д.В. .... 127

**М**

Мадумаров А.Ш. .... 153  
 Макаров А.О. .... 130  
 Макарова М.А. .... 150  
 Маланина Н.В. .... 72  
 Малинина Е.В. .... 143  
 Мальцев А.А. .... 128  
 Мануйлов Р.Н. .... 66  
 Маренный А.М. .... 152  
 Мариянац А.О. .... 27, 67  
 Марук А.Я. .... 23  
 Маслаков К.И. .... 89  
 Маслов О.Д. .... 31  
 Матазова Е.В. .... 69  
 Матвеев П.И. .... 71, 103  
 Махров П.В. .... 112  
 Машкин А.Н. .... 135, 146, 148  
 Машковцев М.А. .... 99  
 Медведев В.В. .... 42  
 Мелентьев А.Б. .... 148  
 Милютин В.В. .... 39, 52  
 Митрофанов А.А. .... 137  
 Михайлов Д.А. .... 41, 72, 73  
 Михельсон К.Н. .... 76  
 Моисеева М.Ф. .... 74  
 Мокров К.Ю. .... 141  
 Муратова И.С. .... 76  
 Мухин К.А. .... 78  
 Мясоедов Б.Ф. .... 33, 60, 81

**Н**

Назиров В.А.....36  
 Науменко Н.А. ....42, 80, 85  
 Наумов А.А.....81  
 Неволин Ю.М.....65, 83  
 Некрасова Н.А. ....52  
 Ненартович И.Н.....80  
 Нечаев П.И.....84  
 Никулина У.С.....42, 85  
 Новикова Н.Я.....48  
 Нохрин А.В. ....41, 72, 73

**О**

Орлова А.И.....41, 72, 73  
 Остапенко В.С. ....21, 86

**П**

Павлюкевич Е.Ю.....130  
 Пак Ю.С. ....15  
 Паламарчук М.С.....38  
 Папынов Е.К. ....112  
 Паиковский Р.В.....113  
 Петров В.Г.....37  
 Пикмаль Ф.....93  
 Погорелко О.Н.....42  
 Поляков С.А. ....87  
 Попель А.Ю.....89  
 Портнягин А.С. ....119  
 Потанина Е.А. ...73, 90, 117  
 Прокопьев Е.О. ....92

**Р**

Радкевич А.В. ....40, 134  
 Ратман А.В. ....42  
 Рахимов А.В. ....93  
 Рахимов М.Г.....95  
 Ремизов М.Б. ....46, 122, 128  
 Ремизова В.А.....105  
 Рожкова А.К.....96  
 Романов Е.Г. ....91, 106  
 Романчук А.Ю.....59, 65  
 Рудских В.В. ....144  
 Рычков В.Н.....99  
 Рябухина В.Г. ....97

**С**

Садыков И.И.....93  
 Сазонов А.Б. ....27, 67, 154

Самарина Н.С.....146  
 Сахаров Н.В.....27, 41, 72  
 Сахаров Н.С.....73  
 Сахненко О.А. ....114  
 Семенщев В.С. .97, 99, 101  
 Семенова А.С.....102  
 Синенко И.Л. ....21, 86  
 Скуратов В.А.....72, 73  
 Сластенко И.А. ....154  
 Слюнчев О.М. ....105  
 Смирнов И.В. ....44  
 Смолянинова Е.В. ....147  
 Согласов И.А.....103  
 Старинская Р.А. ....48, 152  
 Старинский В.Г. ....104  
 Старовойтова О.В. ....105  
 Степанов С.В. ....113  
 Степанов С.И.....19, 25, 87  
 Степанова Е.С. ....116, 121  
 Степанова О.В.....105  
 Стефановский С.В.....33

**Т**

Тананаев И.Г. ....118, 119  
 Тарасов В.А.....91, 106  
 Тетерин А.Ю. ....89  
 Тетерин Ю.А. ....89  
 Титов А.В.....48, 152  
 Токарев М.Г. ....117  
 Токарь Э.А. ....38, 118, 119  
 Торопова В.В. ....40, 134  
 Третьяков М.В. ....127  
 Туманова Д.Н.....95  
 Тусикова Н.В.....122  
 Тутов М.В. ....38  
 Тюпина М.Ю.....116, 121

**У**

Узиков В.А.....106  
 Урцев О.А. ....127

**Ф**

Фельдман В.И.....17  
 Философов Д.В. ....93  
 Фирсин Н.Г. ....15  
 Фуркина Е.Б.....124

**Х**

Хамдеев М.И.....29

*Харлова Е.Д.*.....146  
*Хасанов Р.Н.* .....125  
*Хлебников С.В.* .....24, 127  
*Хусаинов М.Р.* 127, 128, 131

**Ц**

*Царев Д.А.* .....102

**Ч**

*Черникова А.С.* .....80, 85  
*Черноокая Е.В.*.....133  
*Чупраков И.А.* .....153

**Ш**

*Шабалин Е.П.* .....17  
*Шадрин А.Ю.*.....130  
*Шемет Л.В.* .....64, 134  
*Шереметьева А.Л.* .....148  
*Шестаков И.А.* .....27, 67  
*Шипулина Д.В.* .....135

*Широков А.И.* ..... 125, 136  
*Шлыгин В.В.* ..... 48  
*Шотин С.В.* ..... 41  
*Шутков И.А.*..... 51

**Щ**

*Щепина Н.Е.* ..... 74

**Я**

*Якушева А.О.* ..... 137

**F**

*Farnan I.* ..... 89

**S**

*Scott T.B.*..... 89  
*Springell R.* ..... 89





Седьмая Российская молодежная школа по радиохимии и ядерным технологиям  
проведена при информационной поддержке журнала  
«Вопросы радиационной безопасности»

Представленные материалы изданы в авторской редакции

СЕДЬМАЯ РОССИЙСКАЯ МОЛОДЕЖНАЯ ШКОЛА  
ПО РАДИОХИМИИ И ЯДЕРНЫМ ТЕХНОЛОГИЯМ

Тезисы докладов

Редакционный совет: Тананаев И.Г. (председатель)

Зуботарева Е.Н.

Романова С.О.

Верстка: Любезнова А.Е.

Печать: Хохлова О.Г.

---

Редакционно-издательский центр ВРБ

Подписано в печать 10.08.2016

Тираж 200 экз.

Отпечатано в РИЦ ВРБ ФГУП «ПО «Маяк»  
456780, Челябинская обл., г. Озерск, ул. Ермолаева, 18  
Тел.: (35130) 28179, E-mail: vrb@cpl.po-mayak.ru  
www.po-mayak.ru