

**Тезисы докладов симпозиума «Чернобыль: 30 лет спустя»  
и международной научной конференции студентов, аспирантов и молодых учёных  
«Ломоносов-2016»  
Подсекция Радиохимия  
и радиозэкология**

**Программа работы симпозиума и подсекции радиохимия и радиозэкология**

Сборник выпущен в авторской редакции

ПРИ ПОДДЕРЖКЕ РОССИЙСКОГО ФОНДА ФУНДАМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ (№ 16-33-10095), МЕЖВЕДОМСТВЕННОГО НАУЧНОГО СОВЕТА ПО РАДИОХИМИИ ПРИ ПРЕЗИДИУМЕ РАН И ГОСКОРПОРАЦИИ РОСАТОМ, НЕПРАВИТЕЛЬСТВЕННОГО ЭКОЛОГИЧЕСКОГО ФОНДА ИМЕНИ В.И. ВЕРНАДСКОГО, КОМПАНИИ TRISKEM

**Программа работы Симпозиума «Чернобыль: 30 лет спустя»  
12 апреля 2016 (вторник)**

13-00 – 13-30	Открытие симпозиума
13-30 – 14-00	Академик Алексахин Рудольф Михайлович Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии и агроэкологии (ВНИИРАЭ) <b>Авария на Чернобыльской АЭС: сельскохозяйственные и экологические аспекты (раздумья спустя 30 лет)</b>
14-00 - 14-30	д.ф.-м.н., профессор Арутюнян Рафаэль Варназович ИБРАЭ <b>Последствия и уроки аварий на 4-ом блоке ЧАЭС и Фукусима-1 для будущего атомной энергетики</b>
14-30 – 15-00	Коноплёв Алексей Владимирович Приглашенный профессор, университет Фукусима <b>Общее и различное в поведении радиоцезия Чернобыльского и Фукусимского происхождения в окружающей среде</b>
15-00 - 15-30	д.г.-м.н. Ветров Владимир Александрович Институт глобального климата и экологии Росгидромета и РАН <b>Природопользование и ядерная энергетика в России после Чернобыля: проблемы и перспективы</b>
15-30 – 16-00	Перерыв
16-00 – 16-30	д.х.н. Огородников Борис Иванович НИФХИ имени Карпова <b>Радиоактивные аэрозоли на ЧАЭС в 1986 г. и последующие 30 лет</b>
16-30 – 17-00	д.х.н. Ширяев Андрей Альбертович ИФХЭ РАН, ИГЕМ РАН, МГУ имени М.В.Ломоносова <b>Современное состояние лаваобразных топливосодержащих материалов в объекте «Укрытие»: микроструктура, состав, механизмы разрушения</b>
17-00 – 17-30	д.г.-м.н. Бураков Борис Евгеньевич Радиевый институт им. Хлопина <b>Плавление и испарение активной зоны 4-го блока ЧАЭС: гипотезы и факты</b>
17-30 – 18-00	к.т.н., г.н.с. Ермилов Алексей Павлович ООО «НТЦ Амплитуда» <b>Характеристика аэродисперсной системы, образовавшейся при первоначальном выбросе аварии на Чернобыльской АЭС</b>
18-00	<b>Общая дискуссия</b>

**Программа работы подсекции «Радиохимия и радиоз экология» конференции  
студентов, аспирантов и молодых ученых  
ЛОМОНОСОВ-2016**

Ауд. 308 кафедры радио химии  
химического факультета МГУ имени М.В.Ломоносова  
Москва, Ленинские горы д. 1 стр. 10.

Регламент

Время доклада: 10 минут

Ответы на вопросы: 5 минут

Стенд: А0 вертикальная ориентация

**13 апреля 2016 года (среда)**

<b>Утренняя сессия</b> <b>к.х.н., доцент Бадун Геннадий Александрович</b> <b>к.х.н., доцент Петров Владимир Геннадьевич</b>	
10-30 - 10-45	Межуев Евгений Михайлович (аспирант) МГУ имени М.В.Ломоносова, Факультет наук о материалах, Москва <b>Сверхтонкие взаимодействия и локальное окружение мессбауэровских зондовых ионов олова в объеме и на поверхности замещенных ортохромитов гадолиния и гольмия</b>
10-45 - 11-00	Неволин Юрий Михайлович (аспирант) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Объемное окисление (волоксидация) нитрида и карбида урана</b>
11-00 - 11-15	Кузнецова Анастасия Андреевна (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Факультет наук о материалах, Москва <b>Анализ базы данных "горячих" частиц Чернобыльского происхождения: размер и выгорание частиц западного следа и остальных направлений</b>
11-15 - 11-30	Зубехина Белла Юрьевна (научный сотрудник) АО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург <b>Выщелачивание плутония из «старых» образцов монофазной керамики на основе <math>(Zr_{0.79}Gd_{0.14}Pu_{0.07})O_{1.99}</math> и <math>(La_{0.9}Pu_{0.1})PO_4</math>, допированных <math>^{238}Pu</math></b>
11-30 - 11-45	Черных Евгений Вячеславович (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет <b>Гидроксипатит как перспективный носитель <math>^{223}Ra</math></b>
11-45 - 12-00	Осталкевич Светлана Станиславовна (аспирант) ФГУП «РАДОН», Москва <b>Биологическая очистка жидких НАО от металлов и нитрат-ионов</b>
12-00 - 12-15	Аверина Алена Евгеньевна (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Изучение адсорбции лизоцима на границе раздела фаз водный раствор-ионная жидкость</b>
12-15 - 12-30	Алешин Глеб Юрьевич (аспирант) МГУ имени М.В.Ломоносова, Факультет наук о материалах, Москва <b>Получение и хроматографическое выделение <math>^{69m}Zn</math> в целях использования в радиофармпрепаратах</b>
12-30 - 12-45	Перерыв

12-45 - 13-00	Зобнин Владислав Александрович (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Исследование деструкции экстракционно-хроматографических смол под действием <math>\gamma</math>-излучения</b>
13-00 - 13-15	Полякова Татьяна Романовна (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Стандартизация метода альфа-трекового анализа для определения энергии альфа-излучения</b>
13-15 - 13-30	Долгодворов Алексей Павлович (аспирант) Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва <b>Исследование фазового состава в процессе выгорания нитридного топлива</b>
13-30 - 13-45	Фуркина Екатерина Борисовна МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Выделение скандия из облученного титана</b>
13-45 - 14-00	Popel Alexey J. (Research Assistant) Department of Materials, Imperial College London, London <b>The effect of radiation damage by fission energy Xe ions on the structure and dissolution of the UO<sub>2</sub> matrix</b>
14-00 – 14-15	Богданова Оксана Геннадьевна (инженер) АО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург <b>Разработка самосветящихся керамик на основе кубического стабилизированного диоксида циркония</b>
14-15 - 15-00	Перерыв
<b>Вечерняя сессия</b> <b>к.х.н., в.н.с. Панкратов Денис Александрович</b> <b>к.х.н., доцент Чернышева Мария Григорьевна</b>	
15-00 - 15-15	Матазова Екатерина Викторовна (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Комплексообразование европия азакраун-лигандом</b>
15-15 - 15-30	Кузенкова Анастасия Сергеевна (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Факультет наук о материалах, Москва <b>Сорбция Sr и Cs на оксиде графена</b>
15-30 - 15-45	Гусев Илья Валерьевич (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Факультет наук о материалах, Москва <b>Состав и морфология Fe, Cr -фаз, выпадающих из кислых растворов в условиях пласта-коллектора</b>
15-45 - 16-00	Евсюкова Юлия Алексеевна АО «ВНИИНМ им. акад. А.А. Бочвара», Москва <b>ПК «ВИЗАРТ» как инструмент для расчета материальных потоков и времени работы оборудования технологических переделов ЗЯТЦ</b>
16-00 - 16-15	Бодров Александр Юрьевич (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Выделение радиоактивных изотопов тербия из облученной европиевой мишени</b>

16-15 - 16-30	Конюхова Анастасия Дмитриевна (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Факультет наук о материалах, Москва <b>Переформирование наночастиц диоксида церия в водных растворах</b>
16-30 - 16-45	Перерыв
16-45 - 17-00	Шнитко Алексей Валерьевич (аспирант) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Радионуклидная диагностика свойств системы лизоцим – плюроник P123</b>
17-00 - 17-15	Саранцев Алексей Владимирович (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Характеризация Хакасского бентонита, потенциального инженерного барьера при глубинном захоронении высокоактивных отходов</b>
17-15 - 17-30	Ильин Виктор Андреевич (аспирант) ИОНХ имени Н.С. Курнакова РАН, Москва <b>Биосорбция и восстановление технеция и урана микроорганизмами</b>
17-30 - 17-45	Попова Марина Борисовна (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Факультет почвоведения, Москва <b>Накопление цезия-137 растениями сосны обыкновенной и черники миртолистной в окрестностях Кольской атомной электростанции</b>
17-45 - 18-00	Андреади Николай Георгиевич (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Экстракция иттрия и европия арилфосфорными лигандами</b>
18-00 - 18-15	Никитин Эдуард Михайлович (младший научный сотрудник) Федеральное бюджетное учреждение "Научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности", Москва <b>Оценка безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов</b>
18-15 - 19-00	Стендовая сессия

#### Доклады стендовой сессии

Остапенко В.С. Выделение $^{230}\text{Pa}$ из облученной ториевой мишени
Грачева Н.Н. Сорбция $\text{Am(III)}$ на ортофосфатах редкоземельных элементов
Семенкова А.С. Оптимизация условий радиойодирования N-оксисукцинимидил м-трибутилстанилбензоата (STB)
Куляева И.О. Параметры селективной сорбции цезия-137 природными и модифицированными алюмосиликатами
Шошина Р.Р. Адаптация программного пакета ERICA TOOL для расчета дозовых нагрузок при изучении поведения $\text{Sr-90}$ на биотопе регионального хранилища РАО
Щербина Е.А. Входной радиационный контроль партии металлолома (на примере предприятия в г. Подольск).
Баев В.Е. Определение механизма сорбции $\text{Pu(V, VI)}$ на гематите
Усольцева И.О. Выделение радиоактивной составляющей из отходов переработки титановой руды
Плахова Т.В. Экспериментальное подтверждение термодинамической модели восстановительного растворения нанодисперсного $\text{CeO}_2$

Рябухина В.Г. Изучение сорбции цезия из почвенных растворов природными и модифицированными алюмосиликатами
Арефьева Е.С. Выделение $^{64}\text{Cu}$ из облученной Zn мишени
Токарев М.Г. Получение и исследование порошков и керамик на основе вольфраматов со структурой шеелита
Апалькова Е.В. Разработка методики определения содержания твердой фазы в продуктах кислотного растворения отработавшего ядерного топлива
Кременчуцкий Д.А. Пространственно-временная изменчивость поля концентрации бериллия-7( $^7\text{Be}$ ) в Черном море по результатам численных экспериментов
Разживина И.А. Влияние состава углеродной подложки на эффективность активации трития на катализаторе 5% Pd/C и его введения в органические соединения
Зарубо А.М. Использование осадительных методов в очистке ЖРО производства изотопа кадмия-109
Блинова М.О. Исследование кинетики сорбции цезия сорбентами на основе алюмосиликатов
Куликова С.А. Низкотемпературная магний-калий-фосфатная матрица для иммобилизации актинидсодержащих радиоактивных отходов
Черноокая Е.В. Проблемы конверсии производства радионуклида Мо-99 на НОУ
Маркина А.Ю. Изучение растворения уран-алюминиевых сплавов в азотной кислоте
Комарова А.В. Сорбционное извлечение радионуклида Мо-99 из раствора
Боков А.В. Изучение магнитного изотопного эффекта в реакциях соединений железа

**14 апреля 2016 года (четверг)**

<b>Утренняя сессия 10-00 – 13-00</b> <b>к.х.н., доцент Северин Александр Валерьевич</b> <b>к.х.н., доцент Бадун Геннадий Александрович</b>	
10-00 - 10-15	Рожкова Александра Константиновна (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Радиоактивность окружающей среды зон отселения Брянской области</b>
10-15 - 10-30	Потанина Екатерина Александровна (аспирант) Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского, Нижний Новгород <b>Изучение влияния условий спекания на свойства керамики, полученной методом SPS</b>
10-30 - 10-45	Бородулина Мария Леонидовна (студент) Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского, Нижний Новгород <b>Термодинамические свойства урановольфраматов цезия состава <math>\text{Cs}_4[(\text{UO}_2)_4(\text{WO}_5)(\text{W}_2\text{O}_8)\text{O}_2]</math>, <math>\text{Cs}_4[(\text{UO}_2)_7(\text{WO}_5)_3\text{O}_3]</math></b>
10-45 - 11-00	Якушева Анжелика Олеговна (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Теоретическое моделирование комплексообразования в системе металл-хелатор-пептид для трехвалентных f-элементов</b>
11-00 - 11-15	Мадумаров Александр Шавкатович (аспирант) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Возможности фотоядерных методов для получения медицинского радионуклида <math>^{195\text{m}}\text{Pt}</math></b>

11-15 - 11-30	Согласов Иван Александрович (студент) МГУ имени М.В.Ломоносова, Химический факультет, Москва <b>Экстракция Am(III), Cm(III) и лантаноидов в присутствии водорастворимого лиганда – тетраамида 2,3,5,6-пиразинтетракарбоновой кислоты</b>
11-30 - 11-45	Перерыв
11-45 - 12-00	Туринская Мария Владимировна (студент) <i>Национальный исследовательский Томский политехнический университет физико-технический институт, Томск</i> <b>Изучение поведения фосфатных соединений тория</b>
12-15 - 12-30	Тюпина Маргарита Юрьевна (научный сотрудник) АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург <b>Пентакарбонилфторид технеция: возможность получения и устойчивость</b>
12-30 - 12-45	Степанова Екатерина Сергеевна (инженер) АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург <b>Экстракция америция из щелочных сред п-алкилкаликс[8]аренами</b>
12-45 - 13-00	Токарь Эдуард Анатольевич (Студент - магистрант) Дальневосточный федеральный университет, Школа естественных наук, Владивосток <b>Извлечение цезия-137 из морской воды с использованием резорцинформальдегидной ионообменной смолы</b>
13-15 - 13-30	Киселева Мария Михайловна (студент) Санкт-Петербургский государственный университет, Институт химии, Санкт – Петербург <b>Влияние криптанов как межфазных катализаторов (МФК) на эффективность ароматического нуклеофильного радиофторирования</b>
13-30 - 14-30	Перерыв
<p align="center"><b>Вечерняя сессия</b>  <b>к.х.н., с.н.с. Власова Ирина Энгельсовна</b>  <b>н.с. Гопин Александр Викторович</b></p>	
14-30 - 14-45	Наумов Андрей Александрович (младший научный сотрудник) АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», Санкт-Петербург <b>Экстракционное концентрирование <sup>99</sup>Mo с использованием растворов капрингидроксамовой кислоты в спиртах</b>
14-45 - 15-00	Гулевич Даяна Галимовна (студент) Новосибирский национальный исследовательский государственный университет, Новосибирск <b>Синтез полистирольных микросфер с изотопной меткой <sup>14</sup>C для биомедицинских исследований органических аэрозолей</b>

15-00 - 15-15	Ваулина Дария Дмитриевна (младший научный сотрудник) ФГБУН Институт мозга человека им. Н.П. Бехтеревой РАН, г. Санкт-Петербург <b>Новый автоматизированный метод синтеза [<math>^{18}\text{F}</math>]флюмазенила, ПЭТ радиолиганда для визуализации центральных бензодиазепиновых рецепторов</b>
15-15 - 15-30	Ляш Екатерина Владимировна (студент) Санкт-Петербургский государственный университет, Санкт-Петербург <b>Меченные фтором-18 замещённые бензальдегиды, предшественники для ассиметрического синтеза 6-<math>^{18}\text{F}</math>фтор-L-ДОФА, важнейшего ПЭТ радиотрейсера класса аминокислот</b>
15-30 - 15-45	Трошин Алексей Николаевич (инженер) Нижегородский государственный университет им. Н.И.Лобачевского, Нижний Новгород <b>Изучение очистки расплава электролита LiCl-KCl от цезия с переводом его в минералоподобный керамический продукт</b>
15-45 - 16-00	Головкина Людмила Сергеевна (аспирант) Нижегородский государственный университет им. Н.И.Лобачевского, Нижний Новгород <b>Керамика на основе <math>\text{Y}_{2.5}\text{Nd}_{0.5}\text{Al}_5\text{O}_{12}</math> – Ni, MgO, Cu. Получение. Свойства</b>
17-00	Заккрытие работы подсекции



**АВАРИЯ НА ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС:  
СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННЫЕ И ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ  
(раздумья спустя 30 лет)**

*Академик РАН Алексахин Р.М.*

*Всероссийский научно-исследовательский институт радиологии  
и агроэкологии, Обнинск*

Проблема радиоактивного загрязнения биосферы и радиационные аварии с выбросом радионуклидов в окружающую среду.

Формирование отечественной школы общей и сельскохозяйственной радиоэкологии. Первое радиоэкологическое учреждение в СССР - Биофизическая лаборатория Московской сельскохозяйственной академии им. К.А. Тимирязева (1946 год). В.И.Вернадский, В.М.Клечковский и Н.В. Тимофеев-Ресовский как основоположники радиоэкологии.

Агросфера как компонент биосферы в разрезе проблемы радиоактивности и пищи человека. Сельскохозяйственные цепочки миграции радионуклидов и облучение человека.

Авария 1957 г. на ПО «Маяк» (Кыштымская авария) и первый крупномасштабный опыт ликвидации последствий аварии такого типа.

Авария на Чернобыльской АЭС в 1986 г. как крупнейшая радиационная катастрофа в ядерной энергетике.

Авария на ЧАЭС как аграрная (коммунальная) авария. Причины:

а. Содержащая радионуклиды сельскохозяйственная продукция – один из основных источников радиационного воздействия на население;

б. Сельское население как основной контингент населения, проживающего в регионе аварии;

в. Дозы облучения селян при прочих равных условиях выше, чем горожан;

г. Регулирование дозы облучения за счет внутреннего облучения (связанного с потреблением пищевых продуктов) экономически и технологически эффективнее, чем регулирование внешнего облучения;

д. Производство сельскохозяйственной продукции, не отвечающей радиологическим стандартам (превышение предельно допустимого содержания радионуклидов), в регионе аварии является важным фактором социальной напряженности населения.

Два типа радиационных эффектов (феноменов) при радиоактивном загрязнении территории:

а) накопление радионуклидов в объектах среды, не ведущее к видимому изменению лучевой этиологии («загрязнение»), и б) радиационное поражение объектов окружающей среды, содержащих радионуклиды («поражение»).

Основная парадигма радиоэкологии: зона видимого радиационного поражения природы в регионе аварии существенно меньше ареала, где отмечается загрязнение (т.е. превышение предельно допустимых концентраций, ограничивающее ведение хозяйственной деятельности человека, вплоть до невозможности его проживания). Суть этой парадигмы определила стратегию многолетних комплексных реабилитационных мероприятий в регионе аварии.

Правильно ли мы оценивали масштабы эффектов «загрязнение» vs «поражение» в первый период аварии?

Опасность радиационно-генетических изменений. Многолетняя эволюция эколого-биологических событий в 30-километровой зоне ЧАЭС. Сочетание процессов поражения и восстановления. Методические трудности в изучении этой проблемы (многофакторное воздействие).

Реабилитация агропромышленного комплекса в зоне аварии на ЧАЭС – основа ликвидации последствий аварии.

Комплекс сельскохозяйственных контрмер:

- а. Растениеводство (подбор культур);
- б. Кормопроизводство (мелиорация лугов);
- в. Земледелие (химизация, система удобрений);
- г. Животноводство (кормление, спецсорбенты);
- д. перерабатывающие отрасли;
- е. организационные меры (зонирование территории по плотности загрязнения).

Радикальное решение проблемы производства сельскохозяйственной продукции, отвечающей радиологическим стандартам, в зоне аварии на ЧАЭС к 2000г. Современный статус АПК в регионе аварии на ЧАЭС.

От Чернобыля к Фукусиме.

Авария на АЭС «Фукусима Дайичи» в Японии в 2011 г. Как были учтены уроки Чернобыля и Кыштыма?

Радиационные аварии и ядерная энергетика. Обязательность недопущения запроектных аварий в современных доктринах развития ядерной энергетике.

Современные критерии оценки последствий радиационных аварий. Должны ли мы ограничиваться только радиологическими показателями?

## **Последствия и уроки аварий на 4-ом блоке ЧАЭС и Фукусима-1 для будущего атомной энергетики**

***Арутюнян Р.В.***

**ИБРАЭ**

Прогнозы масштабов развития атомной энергетики характеризуются большой неопределенностью: от пессимистических – прогнозирующих незначительную долю атомной энергетики в общем балансе энергообеспечения человечества, до оптимистических – определяющих место атомной энергетики в качестве основной базы энергообеспечения к середине XXII века. Столь значительная неопределенность прогнозов роли атомной энергетики в энергообеспечении человечества связано не только с общими трудностями прогнозирования на длительный срок сценариев социально-экономического и промышленного развития человечества, неопределенностью прогнозов запасов углеводородных энергоносителей, но и с неоднозначной интерпретацией результатов сравнительного анализа показателей безопасности атомной и традиционных видов энергетики. В лекции обсуждаются вопросы безопасности различных типов энергетики на основе результатов системного анализа с использованием широкого массива данных и оценок воздействия объектов энергетики на здоровье населения и окружающую среду, с учетом нормальных условий эксплуатации и аварий в тепловой, гидро и атомной энергетике, включая чернобыльскую аварию и аварию на АЭС «Фукусима-1».

## Плавление и испарение ядерного топлива в процессе Чернобыльской аварии: гипотезы и факты

**Бураков Б.Е.**

*д-р геол.-мин. н., начальник лаборатории, АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»,  
Санкт-Петербург*

Изучению причин и последствий Чернобыльской аварии посвящены многочисленные публикации [1-15 и др.], но даже через 30 лет после аварии нет единой точки зрения о природе чернобыльского взрыва. Можно рассмотреть следующие гипотетические варианты: 1) механическое разрушение (в результате избыточного давления пара); 2) химический процесс (паро-циркониевая реакция) с образованием большого количества водорода и с последующим взрывом гремучего газа; 3) локальный ядерный тепловой взрыв. Конечно, не следует исключать и комбинированные процессы, однако удобнее обсудить все три версии в упрощенном виде и сопоставить те или иные материальные доказательства.

**Механическое разрушение** реактора под давлением перегретого пара должно характеризоваться сравнительно невысокой температурой (менее 1200°C) и отсутствием окисления или незначительным окислением (образованием  $ZrO_2$ ) циркалоя топливных оболочек ( $Zr + 1,0$  масс.% Nb) и технологических каналов ( $Zr + 2,5$  масс.% Nb). Результаты изучения чернобыльских «лав» и «горячих» частиц, полученные в Радиевом институте им. В.Г. Хлопина [3, 5, 7, 8, 9, 12] позволяют полностью исключить данную версию.

**Химическая версия** взрыва традиционно считается наиболее вероятной, т.к. нашла отражение в официальных документах [1, 4 и др.]. В пользу этой версии должно свидетельствовать большое количество  $ZrO_2$  как продукта окисления топливных оболочек и технологических каналов. Активная паро-циркониевая реакция при температуре выше 1200°C не исключает, тем не менее, и возможности конкурирующего процесса – взаимодействия топлива ( $UO_x$ ) и оболочки ( $Zr + 1,0$  масс.% Nb) с образованием неомогенного и нестехиометрического расплава Zr-U-O при температуре выше 1900°C. Обнаружение среди «горячих» частиц Западного следа большого количества, так называемых, топливно-конструкционных разновидностей частиц с фазами твердых растворов  $(Zr_{1-x}U_x)O_2$  и  $(U_{1-x}Zr_x)O_2$  позволило доказать наличие активного взаимодействия (плавления) между ядерным топливом и циркалоевой оболочкой еще до момента взрыва в локальной части реактора при температуре не менее 2400-2600°C [5, 7, 8, 9, 12]. Удивительным оказался тот факт, что в пробах почв Западного следа, из которых извлекались «горячие» частицы мы не обнаружили частиц  $ZrO_2$  (основного продукта паро-циркониевой реакции) среди концентрата тяжелых природных минералов. Более того, на расстоянии 6 км от 4-го блока ЧАЭС нам удалось выделить из почвы радиоактивную частицу, матрица которой была представлена металлическим цирконием – с неравномерной примесью урана в форме сплава [5, 8, 9].

**Ядерная природа** чернобыльского взрыва в том или ином виде обсуждается как в научных статьях [2], так и в многочисленных версиях специалистов, которые используют косвенные данные или расчеты [6, 10, 11, 13, 14, 15]. Упоминание о возможности появления «надкритичности в нижней части активной зоны» имеется и официальном документе МАГАТЭ INSAG-7 [4]. Очевидно, что прямое подтверждение данной версии связано с доказательством достижения чрезвычайно высокой температуры (существенно выше 10000°C) в аварийном реакторе. Однако не существует материальных индикаторов столь высокой температуры. Например, из всех материалов реактора наиболее тугоплавким является само топливо (температура плавления  $UO_2$  порядка 2850°C). Если представить, что какое-то количество оксида урана испарилось в результате ядерного аварийного процесса, следует признать, что последующее быстрое окисление урановых аэрозолей уже не позволит восстановить их исходное происхождение.

К доказательству ядерной природы чернобыльского взрыва можно подойти с неожиданной стороны, доказав чрезвычайную кратковременность высокотемпературного процесса. В 1961-1962 годах в Аргонской Национальной Лаборатории ANL (США) были проведены эксперименты по высокотемпературному окислению циркония в среде воздуха и пара под воздействием кратковременного электрического разряда [16, 17]. При различных температурах нагрева металла оценивалась доля окисления циркония. Было продемонстрировано, что при температуре пара 280-315°C (давление 1500 psi) и нагреве металлического циркония до 2400°C в течении 0,3 миллисекунд образовались сферические частицы  $ZrO_2$ - $Zr_{металл}$  со средним диаметром 520 микрон. Степень полного окисления металла до  $ZrO_2$  была оценена в 54,6 % [17]. Даже очень грубая экстраполяция этих результатов для оценки скорости образования (и застывания) обнаруженной нами «горячей» частицы (размером 150 x 270 микрон) с матрицей в виде металлического Zr с примесью урана в форме сплава [5, 8, 9], позволяет утверждать, что этот процесс (при температуре свыше 2000°C) был сопоставим по времени с экспериментами ANL (доли миллисекунды).

Все вышеизложенное, а также отсутствие в пробах загрязненных почв  $ZrO_2$  свидетельствует в пользу ядерной версии чернобыльского взрыва.

### Литература

1. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ. Атомная Энергия, т.61, вып. 5, ноябрь 1986г., стр. 301-320.
2. Пахомов С.А., Кривохатский К.С., Соколов И.А. Оценка величины мгновенного энерговыделения при аварии реактора на ЧАЭС, основанная на определении отношения активностей ксенона-133 и ксенона-133м в воздухе. Радиохимия, №6, 1991, стр. 125-132.
3. Андерсон Е. Б., Бураков Б. Е., Пазухин Э. М. Плавилось ли топливо 4-го блока Чернобыльской АЭС?, Радиохимия, № 5, 1992, 155-158.
4. ЧЕРНОБЫЛЬСКАЯ АВАРИЯ: ДОПОЛНЕНИЕ К INSAG-1. INSAG-7. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. МАГАТЭ, Вена, 1993 г., 146 стр. СЕРИЯ ИЗДАНИЙ ПО БЕЗОПАСНОСТИ No. 75-INSAG-7; STI/PUB/913; ISBN 92-0-400593-9; ISSN 1011-3193.
5. Burakov B. E., Anderson E. B., Galkin B. Ya., Pazukhin E. M., Shabalev S. I. Study of Chernobyl "hot" particles and fuel containing masses: implications for reconstruction the initial phase of the accident, Radiochimica Acta, 65, 1994, p. 199-202.
6. Дятлов А.С. Чернобыль. Как это было: Научтехлитиздат, 1995; <http://lib.aldebaran.ru>
7. Burakov B. E., Anderson E. B., Shabalev S. I., Strykanova E. E., Ushakov S. V., Trotabas M., Blanc J-Y., Winter P., Duco J. The behavior of nuclear fuel in first days of the Chernobyl accident. *Materials Research Society Symposium Proceedings Scientific Basis for Nuclear Waste Management XX*, Vol.465, 1997, pp.1297-1308.
8. Ushakov S. V., Burakov B. E., Shabalev S. I., Anderson E. B. Interaction of  $UO_2$  and Zircaloy During the Chernobyl Accident. *Materials Research Society Symposium Proceedings Scientific Basis for Nuclear Waste Management XX*, Vol.465, 1997, pp. 1313-1318.
9. Shabalev S. I., Burakov B. E., Anderson E. B. General Classification of "Hot" Particles from the Nearest Chernobyl Contaminated Areas. *Materials Research Society Symposium Proceedings Scientific Basis for Nuclear Waste Management XX*, 1997, Vol.465, pp. 1343-1350.
10. Киселев А.Н., Чечеров К.П. Модель процесса разрушения реактора 4-ого энергоблока Чернобыльской АЭС, Атомная Энергия, т. 91, вып. 6, 2001, стр. 425-434.
11. Киселев Анатолий, Чечеров Константин. Процесс разрушения реактора на Чернобыльской АЭС. Бюллетень по атомной энергии, №10, 2001, стр. 40-47.
12. Burakov, B. E., Shabalev, S. I., Anderson, E. B. Principal Features of Chernobyl Hot Particles: Phase, Chemical and Radionuclide Compositions. In S. Barany, Ed. *Role of Interfaces in Environmental Protection*, Kluwer Academic Publishers, 145-151, NATO Science Series, Earth and Environmental Sciences, Vol. 24, 2003, pp. 141-151.

13. Платонов Павел. Чернобыльская авария: многие факторы говорят в пользу гипотезы испарения активной зоны. Бюллетень по атомной энергии, № 4, 2004, стр.40.
14. Черкашов Ю.М., Новосельский О.Ю., Чечеров К.П. Исследование развития процессов при аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г. Атомная Энергия, том 100, вып.4, апрель 2006, стр. 243-258.
15. Платонов П.А. О процессе разрушения активной зоны реактора IV блока ЧАЭС (ретроспективный анализ экспериментов и фактов). Препринт ИАЭ-6486/11, Москва, 2007, 36 стр.
16. Baker L., Jr., Warchal R.L., Vogel R.C., and Kilpatrick M. Studies of metal-water reactions at high temperatures: I. The condenser-discharge experiment: preliminary results with zirconium", ANL-6257, May 1961.
17. Baker L., Jr., and Just L.C. Studies of metal-water reactions at high temperatures: III. Experimental and theoretical studies of the zirconium-water reactions. ANL-6548, May 1962.

**Природопользование и ядерная энергетика в России после Чернобыля:  
проблемы и перспективы  
Ветров В.А., Казаков С.В.**

*ФГБУ Институт глобального климата и экологии Росгидромета и РАН  
Россия, 107258, г. Москва, ул. Глебовская, д. 20б,  
E-mail: [otdell1.igce@mail.ru](mailto:otdell1.igce@mail.ru)*

Обеспечение энергией давно признано важнейшей задачей любого сценария развития. В режиме нормальной эксплуатации объекты ядерной энергетики (ЯЭ) не оказывают значимого влияния на состояние населения и окружающей среды (по радиационному и нерadiационному воздействию), что определяет большую роль ЯЭ в устойчивом развитии общества.

С 1970 года ЯЭ развивалась интенсивными темпами и достигла наивысшего расцвета в период 1980–1985 годов. После Чернобыльской катастрофы (1986 год) начинается явный спад в развитии ЯЭ. Главная и общая причина сдерживания роста - нерешенные проблемы обеспечения требуемой ядерной, радиационной и экологической безопасности и возникшее в обществе негативное отношение к ЯЭ, во многом подпитываемое «идейными» противниками – экономистами и энергетиками, сторонниками традиционных и альтернативных способов получения электроэнергии, а также набирающим силу «зеленым» экологическим движением.

Тем не менее, реальные и насущные запросы общества, экономические и экологические преимущества ЯЭ, подкрепленные действенными и наглядными мерами по повышению безопасности на всех стадиях топливно-энергетического цикла, позволили постепенно восстановить доверие к ЯЭ в «постчернобыльский» период. На долю ЯЭ к концу 2015 года приходилось около 15% вырабатываемой электроэнергии в мире.

Прогнозируемые энергетические потребности мира в XXI веке не ставят развитию ЯЭ верхнего предела. Согласно «низкому» сценарию МАГАТЭ, будет происходить умеренный устойчивый рост ЯЭ до суммарного уровня мощности 447 ГВт (эл.) в 2030 г. при общем 25% росте производства электроэнергии. В «высоком» прогнозе суммарная мощность АЭС к 2030 году достигнет 691 ГВт (эл.) при росте производства электроэнергии на АЭС в 93%.

Весь комплекс сложных и взаимосвязанных проблем окружающей (природной) среды и природных ресурсов мы объединяем в рамках общего понятия «природопользование». В качестве основного критерия для оценки соответствия различных способов получения энергии условиям устойчивого развития служит показатель «экологический ущерб», т.е. ущерб природным ресурсам. Лежащий в основании Норм радиационной безопасности (НРБ) антропоцентрический принцип (концепция МКРЗ: «защищен человек – защищена природа») может служить для установления пределов безопасного для любых живых организмов радиоактивного загрязнения компонентов природных экосистем.

Вклад предприятий атомной отрасли в суммарное облучение населения находится в пределах погрешности оценки, т.е. составляет менее 0,1%. В ситуациях контролируемого облучения действующие нормативы радиационной безопасности для населения с огромным запасом обеспечивают радиационное благополучие объектов биосферы, поэтому научное обоснование и разработка нормативов предельно-допустимого радиационного воздействия на природные экосистемы фактически лишается всякого смысла, т.к. отсутствуют контролируемые ситуации, в которых эти нормативы могут применяться. Учитывая запросы общества на конкретные ответы на вопросы радиационного воздействия ЯЭ на живую природу, международное радиоэкологическое сообщество в ряде своих недавних публикаций и рекомендаций (НКДАР, МКРЗ, МАГАТЭ) уделяют большое внимание научному обоснованию и методологии обеспечения радиационной безопасности объектов живой природы.

Избыточная жесткость норм радиационной безопасности, в ряде случаев практического применения (преодоление последствий радиационных аварий, ликвидация «ядерного наследия», обращение с ОЯТ и РАО и др.) представляется не вполне рациональной и требует гармонизации на основе комплексного анализа риска.

Тепловая энергетика относится к числу главных источников загрязнения атмосферы. В городах с крупными угольными ТЭС индивидуальные годовые риски находятся на уровне  $10^{-3}$ – $10^{-4}$ , в то время как риск здоровью населения, проживающего вблизи АЭС, составляет  $10^{-5}$ – $10^{-7}$ . Аналогичная ситуация имеет место и в отношении химического и радиоактивного загрязнения природных вод. Экономика органической энергетики сегодня – это экономика нелокализуемых отходов, и ее конкурентоспособность основана только на отсутствии издержек на их локализацию. Экономика ЯЭ сегодня – это экономика локализации отходов и ее конкурентоспособность ограничивается, в основном, издержками на локализацию. Предполагается, что захоронение РАО в глубокие геологические формации обеспечит безопасность населения на многие тысячелетия.

Проблема обращения с радиоактивными отходами в значительной степени преувеличена в глазах мирового общественного мнения, если сравнить количество ежегодно образующегося ОЯТ – приблизительно 10 000 тонн, с количеством 28 млрд. тонн парниковых газов (ПГ,  $\text{CO}_2$  экв) - источником опасности глобальных изменений климата. За одним исключением (бассейн р. Теча), объекты ядерной промышленности и энергетики не входят в число основных или существенных источников текущего экологического ущерба в регионах их размещения.

Для российской энергетики в последние десятилетия были характерны признаки системного и структурного кризиса, что отразилось и на развитии отечественной ЯЭ. При этом 9 млн. человек, проживающие на 2/3 территории России, остаются без электричества.

Для базового варианта экономического развития потребность в суммарной установленной мощности электростанций определена в объеме (ГВт) 245,5 в 2010 году, 297,5 в 2015 году и 347,4 в 2020 году [5]. Директивы Энергетической стратегии предписывают рост суммарной доли выработки электроэнергии на АЭС и ГЭС с 32% в 2006 году до 36% в 2020 году.

Будущее ядерной энергетики зависит от решения трех проблем: 1) исключить нелегальное переключение материалов ЯТЦ на военные или террористические цели; 2) исключить вероятность тяжелых радиационных аварий; 3) сделать РАО достаточно «чистыми» и пригодными для захоронения их в геологических формациях.

Существенное снижение стоимости АЭС возможно только на основе реализации принципа естественной безопасности, что позволит перейти от стереотипа «чем дороже, тем безопаснее» к норме «**чем безопаснее, тем дешевле**».

В качестве **основных направлений развития ядерной энергетики** в среднесрочной перспективе выделяются следующие: модернизация, продление срока эксплуатации и воспроизводство действующих энергоблоков; обеспечение темпа роста производства электроэнергии до 8 млрд. кВт·ч в год; повышение эффективности эксплуатации АЭС и снижение издержек производства электроэнергии за счет роста КИУМ до 85%; освоение инновационных технологий и ввод референтных блоков; социально-экономическое развитие регионов размещения АЭС.

К долгосрочным задачам развития ЯЭ (2030-2050 годы) относятся развертывание инновационных ядерных технологий и формирование многокомпонентной ядерной и атомно-водородной энергетики.

Требования к крупномасштабным энерготехнологиям будущего можно свести к трем положениям: независимость от исчерпаемых энергоресурсов; процесс «сжигания» топлива и связанные с ним выбросы нелокализуемых отходов не должны деформировать естественные процессы в биосфере; локализуемые отходы должны быть физически эквивалентны



исходному топливному сырью и захораниваться в местах его извлечения или им подобным. Очевидно, что ни одна из существующих энерготехнологий этим требованиям пока не удовлетворяет.

При умеренном росте установленной мощности АЭС ядерная энергетика останется в течении ближайших десятилетий практически однокомпонентной с незначительной энергетической долей реакторов на быстрых нейтронах. В случае интенсивного роста ЯЭ решающую роль в ней будут играть реакторы на быстрых нейтронах, с возможностью воспроизводства и наработки ядерного топлива. Актуальное направление - проектирование и производство безопасных и доступных с финансовой точки зрения реакторов малой и средней мощности, на которые имеется явный запрос со стороны общества и экономики.

## **Характеристика аэродисперсной системы, образовавшейся при первоначальном выбросе аварии на Чернобыльской АЭС**

***Ермилов А.П.***

*ООО «НТЦ Амплитуда»*

Физико-химические и радионуклидные характеристики первоначального аварийного выброса ЧАЭС, определившие соответствующие радиологические последствия, закономерным образом были обусловлены основными характеристиками активной зоны перед взрывом реактора. По результатам собственных исследований и по результатам других установлено, что аэродисперсная система начального выброса состояла из топливных частиц, «горячих» частиц и «летучей» фракции. Топливные частицы – частицы диспергированного топлива, в основном сохранившие радионуклидные характеристики тепловыделяющих элементов, от взрыва которых они образовались. «Горячие» частицы – компактные включения продуктов деления, состоявшие в основном из атомов близких к благородным металлам – (рутений, родий, серебро и т.д.), образовавшиеся за время штатной кампании реактора в межгранулярных пустотах топливных таблеток (далее инклюзии) и высвободившиеся из них при взрыве. «Летучая» фракция – в основном свободные атомы и молекулы «летучих» элементов (йода, цезия, теллура), испарившихся из инклюзий при взрыве. При сопоставлении результатов исследования аэрозолей с данными измерений секционных материалов посмертных проб людей, умерших от острой лучевой болезни в течение первого месяца после аварии, оказалось, что в сложившейся ситуации критическим органом, облучение которого привело к летальным исходам, был толстый кишечник (ТК), а критической системой – стволовые клетки однослойного цилиндрического эпителия, выстилающего поверхность ТК.

## **Общее и различное в поведении Чернобыльского и Фукусимского радиоцезия в окружающей среде**

**Коноплев А.В.**

*Институт радиоактивности окружающей среды, Университет Фукусимы, Япония*

*E-mail: [alexeikonoplev@gmail.com](mailto:alexeikonoplev@gmail.com)*

Миграционная способность и биологическая доступность радиоцезия аварийного происхождения определяется соотношением его химических форм в выпадениях и характеристиками окружающей среды, определяющими скорости выщелачивания из частиц, фиксации и ремобилизации, а также состояние ионно-обменного равновесия между раствором и твердой фазой.

В случае аварии на ЧАЭС радиоцезий в выпадениях в 30-км зоне находился, в значительной мере (до 75%), в составе топливных частиц, нерастворимых в воде. При этом формы выпадений радиоцезия в результате аварии на ЧАЭС существенным образом зависели от расстояния до ЧАЭС, поскольку топливные частицы выпадали, в основном, вблизи от аварийного реактора, а на большие расстояния переносился радиоцезий в составе более растворимых в воде конденсационных частиц. Так, в Англии уже более 85% выпавшего радиоцезия после аварии на ЧАЭС были в подвижных (растворимой и обменной) формах. На Российских территориях в Брянской области, загрязненных в результате аварии на ЧАЭС, реализуется промежуточная ситуация – по оценкам доля подвижных форм радиоцезия могла там составлять от 40 до 60% в зависимости от расстояния до ЧАЭС. С течением времени происходило постепенное выщелачивание радиоцезия из топливных частиц в результате их разрушения и окисления.

Относительно форм нахождения радиоцезия в выпадениях после аварии на АЭС Фукусима-1 до настоящего времени не существует установившегося представления. Сразу после аварии предполагалось, что радиоцезий попал в окружающую среду в подвижном состоянии в виде конденсационных частиц. Это подтверждалось данными Канеясу, предположившего, что радиоцезий переносился в атмосфере сульфатными частицами размером 0.5-0.6 мкм. Радиоцезий в составе этих частиц должен быть хорошо растворим в воде и легко вымываться из атмосферы осадками. Однако, в исследованиях последнего времени даже на удалении 170 км от аварийного реактора были обнаружены сферические стеклообразные «горячие» частицы диаметром более 2 мкм, содержащие кроме радиоцезия уран и другие элементы, характерные для ядерного топлива и материалов реактора. Эти частицы нерастворимы в воде, а поведение их в окружающей среде и, в частности, скорость выщелачивания радиоцезия пока неизвестны. Аналогичные частицы были обнаружены в зоне аварии на АЭС Фукусима-1 с помощью автордиографии на образцах почв, растений и грибов.

Помимо начальных форм нахождения радиоцезия в атмосферных выпадениях существенно различаются климатические и географические условия в Чернобыльской зоне и Фукусимской префектуре. Так, в Чернобыле преобладают склоны с небольшим наклоном, в то время, как в Фукусиме, в основном, горные водосборы с высокими значениями углов наклона. Годовая норма осадков в Фукусиме в 2-3 раза больше Чернобыльской. Среднегодовая температура там также существенно выше – почва не промерзает в течение всего года. Преобладающие почвы района Фукусимы также существенно отличаются от Чернобыльских почв. Доля глинистых минералов, в том числе слюдистых, в Фукусимских почвах существенно превосходит Чернобыльские и зачастую достигает 20-25%.

Обсуждаются результаты сравнительного анализа параметров смыва радиоцезия с водосборов и коэффициента его распределения  $K_d$  в реках и поверхностном стоке загрязненных зон Фукусимы и Чернобыля. Обнаружено, что величины  $K_d$  в Фукусимских реках на 1-2 порядка величины больше соответствующих значений в Чернобыльских реках.

Соответственно, нормированные коэффициенты смыва радиоцезия в растворе в 10-100 раз меньше Чернобыльских величин. В то же время, как и следовало ожидать, нормированные коэффициенты смыва радиоцезия на частицах сравнимы для Фукусимы и Чернобыля. Что касается общего смыва радиоцезия за год, то его доля существенно выше значений в Чернобыле для равных промежутков времени после аварий.

Вертикальная миграция радиоцезия в ненарушенных лесных и луговых почвах зоны аварии на АЭС Фукусима-1 происходит быстрее по сравнению с почвами 30-км зоны Чернобыльской АЭС для аналогичного временного интервала после аварий. Эффективные коэффициенты дисперсии в почвах Фукусимы в несколько раз превосходят соответствующие величины для Чернобыльских почв. Это может быть связано как с большей годовой нормой осадков в Фукусиме по сравнению с зоной аварии на ЧАЭС, так и с различиями внутригодового температурного режима почв. В лесных почвах миграция радиоцезия в верхнем слое почвы происходит быстрее по сравнению с луговыми почвами, как для Фукусимской, так и для Чернобыльской зон.

В целом, можно утверждать, что при равных временах после аварии загрязненные территории в районе АЭС Фукусима-1 характеризуются более высокой само-очищающей способностью, и естественное снижение уровней загрязнения объектов окружающей среды происходит там быстрее по сравнению с зоной ЧАЭС. Это, прежде всего, обусловлено большей годовой нормой осадков, более высокими среднегодовыми температурами и, связанной с этим, более высокой биологической активностью.

**Радиоактивные аэрозоли на ЧАЭС в 1986 г. и последующие 30 лет**  
*Огородников Б.И., Будыка А.К., Хан В.Е., Калиновский А.К.*

При взрыве 4-го энергоблока ЧАЭС 26 апреля 1986 г. образовались диспергационные и конденсационные аэрозоли. Первые возникли вследствие механического разрушения реактора и строительных конструкций. Вторые – в результате осаждения газообразных и парообразных веществ на продуктах горения графита, кабелей, пластика, на кластерах водяного пара, поднимавшихся из развала реактора, на ядрах конденсации, находящихся в обычном воздухе и т.д.

Диспергированные частицы имели широкий диапазон размеров. Наиболее крупные вместе с фрагментами разрушенной активной зоны реактора оказались на крышах 3-го энергоблока и машинного зала, на балконах высотной вентиляционной трубы ВТ-2, на земле вокруг станции. Высокая температура в развале реактора способствовала разрушению топливных таблеток на частицы размером 5 – 10 мкм. Они выпадали из облака взрыва как у стен 4-го энергоблока, так и по маршруту его распространения, особенно в западном и северном направлениях. Отдельные высокоактивные частицы («горячие» частицы) были зарегистрированы не только на территории СССР, но и в странах Европы.

Конденсационные радиоактивные аэрозоли, имевшие размеры около 1 мкм и менее, были унесены воздушными потоками на огромные расстояния. Так, уже 6 – 8 мая 1986 г. первые чернобыльские аэрозоли поступили в Канаду. В восточные районы пришло облако, распространявшееся на высотах 3 – 5 км через Беларусь, Польшу, Скандинавию и Атлантический океан. Западной части Канады достигло облако, распространявшееся над Сибирью, Китаем, Японией и Тихим океаном. Таким образом, через 12 дней после аварии две ветви чернобыльского выброса сошлись над Северной Америкой.

Наблюдение за радиоактивными аэрозолями началось уже в первые часы после аварии. Самолет Ан-30 Госкомгидромета СССР, совершая рутинный полет над западной частью страны, отобрал с помощью фильтрующего материала ФПП-15-1,5 чрезвычайно радиоактивные аэрозоли. После приземления в Киеве фильтры проанализировали на гамма-спектрометре. Были обнаружены десятки «свежих» радионуклидов. Это стало началом радиационного мониторинга в ближней и дальней зонах ЧАЭС.

С июня 1986 г. после создания УС-605 для строительства укрытия над разрушенным 4-м энергоблоком отборы проб аэрозолей по периметру ЧАЭС и в нескольких точках 3-го энергоблока стали выполнять специалисты Радиевого института им. В. Г. Хлопина. Концентрации некоторых радионуклидов, особенно в местах интенсивных строительных и дезактивационных работ, существенно превышали предельно допустимые.

Летом 1986 г. радионуклидный состав аэрозолей на промплощадке ЧАЭС значительно колебался во времени и по соотношению изотопов. В ряде случаев, особенно в первые дни и недели после аварии, преобладали радионуклиды летучих веществ (йод, рутений, теллур, цезий). Причем они находились как в аэрозольной, так и газообразной фракциях. Пробы, отобранные на территории СССР, в странах Европы, в Японии, США и Канаде, свидетельствовали, что иногда доля йода-131 в газообразной фазе достигала 80 – 90 %. В этих случаях для защиты органов дыхания требовались респираторы, которые могли улавливать не только аэрозоли, но и газообразные вещества. Для этого в Физико-химическом институте им. Л. Я. Карпова были разработаны фильтрующие материалы с угольным сорбентом, импрегнированным азотнокислым серебром.

Через четыре месяца после аварии при отборе проб с троса, переброшенного гарпунной пушкой с блока ВСРО на западную стену 4-го энергоблока, было установлено, что вынос радиоактивных аэрозолей из развала в атмосферу был умеренный. Следовательно, естественная конвекция воздуха обеспечивала съем тепла с лаваобразных топливосодержащих материалов, которые растеклись по нижним помещениям блока. Это

позволило организовать выброс аэрозолей из разрушенного центрального зала через специальный вентиляционный канал, получивший название «Байпас». На случай ухудшения радиационной обстановки воздушный поток из «Байпаса» можно было направить в фильтровальную станцию, которая сохранилась между 3-м и 4-м энергоблоками, и только потом – в атмосферу через вентиляционную трубу ВТ-2.

После сдачи объекта «Укрытие» в эксплуатацию 30 ноября 1986 г. потребовался примерно год для налаживания системы контроля радиоактивных аэрозолей на промплощадке ЧАЭС и в 30-километровой зоне отчуждения. К середине 1988 г. в локальной зоне объекта «Укрытие» (на удалении около 0,5 км от 4-го энергоблока) уже действовали четыре фильтро-вентиляционные установки с материалами ФПП-15-1,5 с расходом воздуха 400 – 500 м<sup>3</sup>/ч.

Через три года после аварии, когда практически исчезли радионуклиды с периодами полураспада до 100 сут, основное внимание было обращено на содержание в воздухе <sup>137</sup>Cs, который стал определять внешнее гамма-облучение, и α-активные аэрозоли, создававшие основное ингаляционное облучение. Наблюдения показали, что интенсивное убывание <sup>137</sup>Cs (быстрее, чем следует из его периода полураспада T<sub>1/2</sub> = 30,2 лет) и α-активных аэрозолей происходило примерно до 1999 – 2000 гг. Это связано с природно-техногенными факторами: дезактивацией промплощадки, заглублением продуктов аварии в почву, проведением пылеподавления при строительных работах и озеленением территории. В последующие годы вплоть до начала сооружения нового безопасного контейнмента «Арка» концентрации радиоактивных аэрозолей, содержащих продукты аварии, в среднем изменялись мало, хотя от пробы к пробе колебались иногда на порядок величины.

В 2008 – 2009 гг. на промплощадке ЧАЭС начались подготовительные работы по строительству «Арки». Территорию освобождали от старых зданий и конструкций, улучшали и прокладывали дороги, вели земляные работы, связанные с сооружением фундаментов опор «Арки», и т.д. Перемещение грунта, движение автотранспорта и строительных машин привело к повышенному пылеподъему и увеличению концентрации радиоактивных аэрозолей. Наиболее высокие содержания суммы β-излучающих радионуклидов (преимущественно <sup>90</sup>Sr и <sup>137</sup>Cs) наблюдались летом 2009 и 2010 гг. и достигали 0,1 Бк/м<sup>3</sup>. При этом концентрации α-активных аэрозолей (преимущественно <sup>241</sup>Am и <sup>238-241</sup>Pu) были на два порядка величины меньше. В эти периоды земляные работы нередко затрагивали слои грунта, на которые в 1986 г. выпали крупные и мелкие фрагменты разрушенного реактора и ядерного топлива. Именно они служили источником образования вторичных радиоактивных аэрозолей. В 2011 г. и последующие годы в связи с уменьшением земляных работ концентрации радиоактивных аэрозолей стали снижаться, однако все еще оставались больше, чем перед началом сооружения «Арки».

За 30 лет, прошедших после аварии, радиационный аэрозольный мониторинг не прерывался ни на один день. Ежегодно в помещениях объекта «Укрытие» и его локальной зоне дозиметристы цеха радиационной безопасности ЧАЭС отбирают и анализируют около 10 тыс. аэрозольных проб. Непрерывно отслеживаются выбросы через вентиляционную трубу ВТ-2. На промплощадке объекта «Укрытие» круглосуточно работают несколько фильтро-вентиляционных установок. Использование многослойных фильтрующих материалов Петрянова позволяет за один пробоотбор получить данные о радионуклидном составе, концентрации и дисперсности аэрозолей. Все это способствует оперативному контролю радиационной обстановки вблизи ЧАЭС и принятию взвешенных управленческих решений при экстремальных ситуациях, как это было, например, после обрушения части кровли машинного зала в феврале 2013 г.

**Современное состояние лавообразных топливосодержащих  
материалов в объекте «Укрытие»: микроструктура, состав, механизмы разрушения**  
**Ширяев А.А.<sup>1,2,3)</sup>, Власова И.Э.<sup>3)</sup>, Бураков Б.Е.<sup>4)</sup>, Огородников Б.И.<sup>5)</sup>**

<sup>1)</sup> - ИФХЭ РАН

<sup>2)</sup> - ИГЕМ РАН

<sup>3)</sup> - Химический факультет имени М.В.Ломоносова

<sup>4)</sup> – АО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина»

<sup>5)</sup> – НИФХИ им. Л.Я. Карпова

В первые дни после аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г. произошло формирование так называемых лавообразных топливосодержащих материалов (ЛТСМ). Они растекались несколькими горизонтальными и вертикальными потоками. В частности, один из потоков проник в нижние помещения частично разрушенного здания 4-го энергоблока и при взаимодействии с водой бассейна-барботера образовались хрупкие пемзоподобные скопления. ЛТСМ представляют собой метаалюмосиликатное стекло ( $\text{Na}_2\text{O} + \text{K}_2\text{O} + \text{CaO} > \text{Al}_2\text{O}_3$ ) с высоким содержанием (до 10%) урана и циркония; в стекле присутствует значительное количество включений различных фаз и газовых пузырей. Согласно ряду оценок, эти потоки содержат до 85-90% ядерного топлива, загруженного в реактор. Если в конце 1986 года ЛТСМ характеризовались крайне высокой механической прочностью, то уже через четыре года на их поверхности было отмечено образование водорастворимых хрупких уран-содержащих соединений; продолжается также образование радиоактивных аэрозолей и пыли. Застывшие «лавы» являются источником ядерной, радиационной и радиэкологической опасности. В 1988-1996 годах был опубликован ряд детальных исследований ЛТСМ, но их долговременное поведение остается недостаточно изученным и оценки их стабильности радикально различаются.

В настоящее время нами проводится изучение современного состояния макроскопических образцов ЛТСМ и аэрозольных продуктов их разрушения комплексом современных аналитических методов. Спектроскопическими методами впервые показано, что матрица изученных объемных образцов ЛТСМ является безводной; присутствие ОН-групп отмечается только во включениях минеральных фаз. Важная информация о формах присутствия элементов в ЛТСМ получена с помощью рентгеновской спектроскопии поглощения (XAFS). Показано, что несмотря на присутствие значительного количества микровключений диоксида урана и циркония, высокоурановых цирконов и других фаз, основная часть урана и циркония растворены именно в стеклянной матрице.

С начала 90-х годов известно, что в объемных образцах ЛТСМ присутствуют многочисленные включения. Часть включений представлена диоксидом урана с примесью циркония. Вариации морфологии и химического состава данных включений указывают на их различное происхождение: часть представляют собой недорастворившиеся топливные таблетки, часть образована при выделении избыточного урана из расплава при его охлаждении. Большой интерес представляют включения оксида циркония, как правило, также содержащие примесь урана. Необычным фактом является сравнительно широкая распространенность высокотемпературных фаз  $\text{ZrO}_2$ . По всей видимости, стабилизация высокотемпературных фаз объясняется примесью урана. Вероятно, неоднородность распределения урана по включениям, взаимодействие с водными растворами и парами и самооблучение могут приводить к спонтанному переходу высокотемпературного  $\text{ZrO}_2$  в низкотемпературную моноклинную модификацию, что сопровождается большим объемным расширением и приводит к растрескиванию ЛТСМ. Другим необычным минералом ЛТСМ являются цирконы ( $\text{ZrSiO}_4$ ), содержащие до 15% урана, образующего истинный твердый раствор. Такие концентрации урана в цирконах крайне необычны и

существенно превышают диапазон для природных и искусственно синтезированных образцов.

Аэрозольная составляющая воздушной среды в объекте «Укрытие» включает в себя как топливную пыль (частицы  $UO_2$  размером 1-5 микрон без примеси циркония), так и стеклянные частицы разных размеров. Радионуклидный состав аэрозолей свидетельствует об их тесной связи со скоплениями ЛТСМ. Однако важнейшей особенностью является существенно различающаяся пылегенерирующая способность различных скоплений ЛТСМ, вероятно зависящая от их микроструктуры и влажности окружающей среды. Для некоторых скоплений на нижних уровнях объекта «Укрытие» характерно образование не только мелкодисперсных радиоаэрозолей, но и крупных (до 100-200 микрон) обломков.



# **Изучение адсорбции лизоцима на границе раздела фаз водный раствор-ионная жидкость**

**Аверина А.Е.**

*студент*

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

*E-mail: [taksamikki@yandex.ru](mailto:taksamikki@yandex.ru)*

Ионные жидкости (ИЖ) представляют собой расплавы органических солей, находящихся в жидком состоянии в широком интервале температур, в ряде случаев, ниже комнатной. ИЖ в настоящее время находят свое применение в качестве экстрагентов белков из их водных растворов. При контакте раствора белка с ИЖ будет происходить перераспределение белка между фазами, а также его адсорбция на межфазной границе водный раствор – ИЖ. В литературе отсутствуют данные об адсорбции белков на таких границах раздела, однако, существуют модели, позволяющие рассчитать адсорбцию белка из изотерм межфазного натяжения.

В работе изучено распределение лизоцима между водной фазой и ИЖ лауроилсаркозинатом тетраоктиламмония (TOALS) и салицилатом триокилметиламмония (TOMAS). Эксперименты проводили в воде и в солевом фосфатном буфере (0,16 М). Для определения концентрации лизоцима в ИЖ использовали меченные тритием белок, полученный с помощью метода термической активации трития.

Адсорбцию лизоцима на межфазных границах водный раствор-ИЖ рассчитывали из изотерм межфазного натяжения, определенных с помощью метода лежащей капли.

Для систем, содержащих жидкость TOALS коэффициент распределения составил  $0,14 \pm 0,2$ , и не было отмечено зависимости коэффициента распределения от ионной силы раствора. Для систем, содержащих TOMAS, коэффициент распределения снижался от  $0,07 \pm 0,02$  для воды до  $0,021 \pm 0,005$  для раствора в 0,16 М буфере.

Было найдено, что для обеих границ раздела фаз адсорбция лизоцима из водного раствора выше, чем из буферного. Снижение адсорбции белка с ростом ионной силы раствора объясняется тем, что адсорбция происходит за счет ионных взаимодействий белка с поверхностью сорбента. С увеличением ионной силы увеличиваются притяжение между белковыми молекулами за счет образования слоя противоионов. С увеличением концентрации NaCl в растворе электрофоретическая подвижность лизоцима меняется с положительной на отрицательную. Расчет параметров межмолекулярного взаимодействия по модели Файнермана показал, что для системы, содержащей TOMAS притяжение между молекулами белка возрастает с увеличением ионной силы раствора. В системе, содержащей TOALS сильного эффекта обнаружено не было.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ проект МК-4881.2016.3

# Получение и хроматографическое выделение $^{69m}\text{Zn}$ в целях использования в радиофармпрепаратах

*Алешин Г.Ю.*

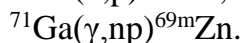
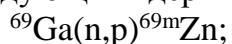
*Аспирант*

*Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,*

*Факультет наук о материалах, Москва, Россия*

*E-mail: gleb.aleshin@gmail.com*

Свойства цинка делают его перспективным агентом в качестве радиофармацевтического препарата при условии простого получения и достаточно быстрого выделения короткоживущих изотопов цинка. Из известных наибольший интерес в этом отношении представляет изотоп цинка  $^{69m}\text{Zn}$  ( $T_{1/2}=13.78\text{ч}$ ).  $^{69m}\text{Zn}$  можно получить в результате следующих ядерных реакций:



В данной работе  $^{69m}\text{Zn}$  был получен путем облучения галлиевой мишени на циклотроне гамма-излучением с максимальной энергией 55 МэВ в течение 30 минут. Облученную мишень выдерживали 3 часа, после чего растворяли в царской водке.

Выделение  $^{69m}\text{Zn}$  проходило в две стадии. Первоначальное отделение от основного количества галлия было проведено методом экстракции метилизобутилкетон (МИБК) с целью удаления избыточного количества галлия для лучшего разделения в ходе хроматографии.

Вторая стадия заключалась в хроматографическом выделении целевого радиоизотопа. Продукты экстракции растворяли в 2М HCl, и раствор пропускали через колонку с анионообменной смолой Dowex 1x8 в качестве сорбента. Цинк практически полностью садился на колонку, остальные примеси, включая галлий, свободно проходили через колонку, когда в качестве элюэнта использовали раствор 2М HCl. После этого проводили смывание изотопа цинка дистиллированной водой.

Разработанная в данной работе методика позволяет выделять изотоп  $^{69m}\text{Zn}$  с высокими выходами (около 92%), что предоставляет возможность его использования в радиофармпрепаратах.

## Экстракция иттрия и европия арилфосфорными лигандами

Андреади Н.Г., Егорова Б.В.

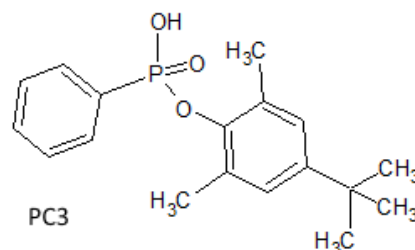
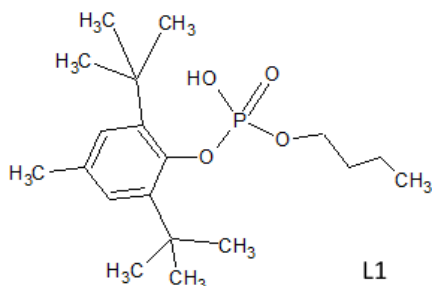
Студент, н.с.

Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
химический факультет, Москва, Россия

E-mail: [NickolayScream@yandex.ru](mailto:NickolayScream@yandex.ru)

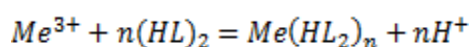
Редкоземельные элементы (РЗЭ) находят широкое применение в разных отраслях промышленности: в радиоэлектронике, атомной технике, машиностроении, химической промышленности, металлургии, стекольном производстве и др. Из-за схожести химических свойств РЗЭ их выделение в индивидуальном виде из смеси представляет собой трудоемкую задачу, которая имеет большое практическое значение. Для разделения редкоземельных элементов чаще всего используют метод жидкость-жидкостной экстракции. Целью работы являлось изучение экстракционных свойств арилфосфорных экстрагентов по отношению к иттрию и европию, представляющих элементы тяжелой и средней группы РЗЭ.

Были исследованы экстракционные свойства лигандов L1 и PC3, структуры которых приведены ниже:



Экстракцию проводили 0,01 М раствором лигандов в толуоле из растворов, содержащих  $1 \cdot 10^{-5}$ – $1 \cdot 10^{-3}$  М катиона, в качестве фонового электролита использовали 1 М NaNO<sub>3</sub>. Распределение катионов между органической и водной фазами определяли с помощью радиоактивных индикаторов <sup>90</sup>Y (жидкостно-сцинтилляционная спектрометрия) и <sup>152</sup>Eu (гамма-спектрометрия).

Показано, что экстракционное равновесие достигается в течение 15 минут. Были получены зависимости коэффициента распределения от величины pH, что позволило определить стехиометрию комплексов M:L1 и M:PC3 – 1:2 и 1:3, соответственно, и рассчитать константы экстракции (табл.) согласно уравнениям:



$$K_{ex} = \frac{[Me(HL_2)_n][H^+]^n}{[Me^{3+}][(HL)_2]^n}$$

	L1 – Eu	L1 – Y	PC3 – Eu	PC3-Y
pH (D = 50%)	4,63	3,40	1,95	1,70
lgK <sub>ex</sub>	-2,27	-3,33	-1,20	-3,65

Показано, что лиганд PC3 может быть использован при экстракции РЗЭ из растворов с низкими значениями pH (pH < 2), а L1 – с более высокими (3 < pH < 5).

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского Фонда Фундаментальных Исследований (проект 15-03-99646-а).

**Выделение  $^{64}\text{Cu}$  из облученной Zn мишени**  
**Арефьева Е.С.<sup>1</sup>, Синенко И.Л.<sup>2</sup>, Остапенко В.С.<sup>1</sup>**

*Студент, студент, аспирант*

<sup>1</sup>*Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
химический факультет, Москва, Россия*

<sup>2</sup>*Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
Факультет наук о материалах, Москва, Россия*

*E-mail: helenaref@gmail.com*

$^{64}\text{Cu}$  является одним из наиболее перспективных изотопов для ядерной медицины.

Небольшой период полураспада  $^{64}\text{Cu}$  ( $T_{1/2}=12,7$  ч.),  $\beta^+$ ,  $\beta^-$ -распады и электронный захват (41%) обеспечивают интерес к нему [1]. В настоящее время  $^{64}\text{Cu}$  находит широкое применение в составе радиофармпрепаратов для таргетной терапии и активно используется в позитронно-эмиссионной томографии при диагностике онкологических заболеваний [2]. Известно множество способов получения  $^{64}\text{Cu}$  [3, 4].

Цель данной работы заключалась в выделении  $^{64}\text{Cu}$  из облученной Zn мишени. Для этого был произведен поиск и анализ литературы, была выбрана и оптимизирована методика по отделению  $^{64}\text{Cu}$  от Zn мишени.

Для получения  $^{64}\text{Cu}$  облучали цинковую мишень в НИЯФ имени Д.В. Скобелкина МГУ имени М.В. Ломоносова. В качестве исходной мишени использовали природный  $^{65}\text{Zn}$ . Облученную мишень растворяли в концентрированной HCl, упаривали до влажных солей и переводили в солянокислый раствор с pH=2. Для отделения макроколичеств цинка использовали экстракционную хроматографию. В качестве экстракционно-хроматографического сорбента был выбран CU Resin. Сорбент предварительно выдерживали несколько часов в растворе HCl (pH=2). Элюирование проводили в этих же условиях. В данных условиях  $^{64}\text{Cu}$  удерживается сорбентом, а  $^{65}\text{Zn}$  вымывается. Элюирование  $^{64}\text{Cu}$  проводили 5 М HCl. Исследовали зависимость выделения  $^{64}\text{Cu}$  от параметров колонки (диаметр 0,4 мм – 0,75 мм). В качестве качественного и количественного метода исследования использовали гамма-спектроскопию.

Было показано, что одной стадии экстракционно-хроматографической очистки достаточно, чтобы выделить  $^{64}\text{Cu}$  из облученной  $^{65}\text{Zn}$  мишени. Максимальный выход  $^{64}\text{Cu}$  составил 86%.

### Литература

1. Kim J.H., Park H. and Chun K.S.: Effective separation method of  $^{64}\text{Cu}$  from  $^{67}\text{Ga}$  waste product with a solvent extraction and chromatography // Applied Radiation and Isotopes. 2010, №68. p. 1623–1626.
2. Anderson C.J. and Riccardo F.: Copper-64 Radiopharmaceuticals for PET Imaging of Cancer: Advances in Preclinical and Clinical Research // Cancer Biotherapy and Radiopharmaceuticals. 2009, №24. p. 379-392.
3. Aslam M.N., Amjed N., Qaim S.M.: Evaluation of excitation functions of  $^{68,67,66}\text{Zn}(p,xn)$   $^{68,67,66}\text{Ga}$  and  $^{67}\text{Zn}(p,\alpha)$   $^{64}\text{Cu}$  reactions: Validation of evaluated data through comparison with experimental excitation functions of the  $^{nat}\text{Zn}(p,x)$   $^{66,67}\text{Ga}$  and  $^{nat}\text{Zn}(p,x)$   $^{64}\text{Cu}$  processes // Applied Radiation and Isotopes. 2015, №96, p. 102-113.
4. Szelecsenyi F., Steyn G.F., Kovacs Z. and Vermeulen C.: Investigation of the  $^{66}\text{Zn}(p,2pn)$   $^{64}\text{Cu}$  and  $^{68}\text{Zn}(p,x)$   $^{64}\text{Cu}$  nuclear processes up to 100 MeV: Production of  $^{64}\text{Cu}$  // Nuclear Instruments and methods in Physics Research Section B: Beam interactions with Materials and Atoms. 2005, №240. p. 625-637.

## Определение механизма сорбции Pu(V, VI) на гематите

**Баев В.Е.**

*Студент*

*Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
факультет наук о материалах, Москва, Россия*

*E-mail: [pvitold92@gmail.com](mailto:pvitold92@gmail.com)*

Для разработки методов обращения с радиоактивными отходами и реабилитации уже загрязненных территорий необходима информация о физико-химических формах радионуклидов и механизмах химических реакций, в которые они вступают, важнейшей из которых является сорбция на минеральных частицах. Это позволит провести моделирование миграционного поведения радионуклидов в окружающей среде.

На основе исследований, посвященных сорбции плутония на различных минералах, в том числе и гематите, было определено, что в результате взаимодействия с поверхностью Pu(V, VI) понижает исходную степень окисления до Pu(IV) [1]. Однако причина данного поведения осталась до конца невыясненной.

Целью данной работы является определение механизма сорбции Pu на поверхности гематита ( $\alpha$ -Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>). Основными задачами были квантовохимическое моделирование процесса сорбции и проведение эксперимента.

\*\*\*

Проведённое мною моделирование окружения иона плутония показало, что пентагидратное состояние является наиболее устойчивым в водной среде, что согласуется с некоторыми работами [2]. В моей работе самый последний слой поверхности гематита составляют атомы кислорода [3], что очень сильно влияет на механизм сорбции.

### Литература

1. Powell B. A. Pu(V)O<sup>2+</sup> adsorption and reduction by synthetic hematite and goethite. // Environmental Science & Technology. 2005, Т. 39, С. 2107-2114.
2. Rios D. Gas-phase uranyl, neptunyl, and plutonyl: hydration and oxidation studied by experiment and theory // Inorganic chemistry. 2012, Т. 51, №.12, С. 6603-6614.
3. de Leeuw N. H. Surface simulation studies of the hydration of white rust Fe(OH)<sub>2</sub>, goethite  $\alpha$ -FeO(OH) and hematite  $\alpha$ -Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> // Geochimica et Cosmochimica Acta. 2007, Т. 71, №.7, С. 1655-1673.

# Исследование кинетики сорбции цезия сорбентами на основе алюмосиликатов

Блинова М.О.

Аспирант

УрФУ имени первого Президента России Б.Н. Ельцина, Екатеринбург, Россия

E-mail: smo.ural.russia@gmail.com

При реабилитации радиоактивно-загрязнённых территорий с целью их введения в сельскохозяйственное использование необходимо осуществление мер по снижению перехода радионуклидов из почвы в растения. В радиоактивно-загрязнённых почвах протекают конкурентные процессы поглощения радионуклидов почвой, сорбентом и растением. Соотношение этих скоростей также будет определять эффективность реабилитационных мероприятий, поэтому особую актуальность приобретает исследование кинетики сорбции цезия сорбентами в условиях реабилитации. Была исследована кинетика сорбции цезия из природной слабо минерализованной воды (водопроводная вода) природными алюмосиликатами (клиноптилолит и глауконит) и ферроцианидными сорбентами на их основе (НКФ – ферроцианид никеля-калия, ЖКФ – ферроцианид железа-калия).

Показано, что кинетические кривые в координатах « $-\ln(1-F) - t$ » могут быть описаны двумя прямолинейными зависимостями, что говорит о протекании процесса сорбции в двух кинетических режимах, характеризующихся разными скоростями. Результаты исследований представлены в таблице 1, где  $a_1$ ,  $a_2$  – кажущиеся константы скорости сорбции цезия на первом и втором кинетическом участке,  $b_1$  и  $b_2$  – участки отсекаемые на оси ординат, прямолинейными зависимостями.

Таблица 1 - Кинетические параметры сорбции цезия исследуемыми сорбентами из водопроводной воды

Сорбент	Скорость, об/мин	I участок $y=a_1 \cdot x+b_1$				II участок $y=a_2 \cdot x+b_2$			
		$a_1$	$\Delta a_1$	$b_1$	$\Delta b_1$	$a_2$	$\Delta a_2$	$b_2$	$\Delta b_2$
Природный клиноптилолит	180	0,012	0,006	0,115	0,140	0,007	0,004	0,333	0,312
	480	0,020	0,004	0,004	0,097	0,004	0,006	0,689	0,471
	900	0,016	0,004	-0,038	0,107	0,008	0,010	0,341	0,890
Природный глауконит	180	0,021	0,006	0,022	0,140	0,012	0,008	0,076	0,649
	480	0,094	0,026	0,049	0,265	-0,002	0,006	1,795	0,444
	900	0,054	0,016	0,232	0,246	0,026	0,029	1,154	2,220
НКФ на клиноптилолите	180	0,017	0,004	0,130	0,120	0,003	0,001	0,902	0,059
	480	0,030	0,006	0,099	0,153	0,004	0,004	1,303	0,386
	900	0,030	0,007	0,208	0,165	0,004	0,001	1,365	0,117
ЖКФ на клиноптилолите	180	0,019	0,002	0,083	0,062	0,011	0,005	0,418	0,466
	480	0,019	0,005	0,003	0,119	0,009	0,003	0,599	0,307
	900	0,030	0,008	0,217	0,187	0,013	0,006	1,077	0,517
НКФ на глауконите	180	0,010	0,005	0,070	0,104	0,005	0,002	0,303	0,134
	480	0,066	0,005	0,088	0,072	0,009	0,003	1,770	0,219
	900	0,061	0,012	0,176	0,181	0,004	0,004	1,923	0,283

Показано, что сорбция цезия протекает в смешанно-диффузионном режиме. Скорость перемешивания раствора оказывает влияние на скорость сорбции цезия для всех образцов сорбентов только на первом кинетическом участке. Более высокими константами скорости сорбции обладают образцы ферроцианида никеля-калия на основе глауконита и клиноптилолита.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-33-00018 мол\_а.

## **Выделение радиоактивных изотопов тербия из облученной европиевой мишени**

***Казаков А.Г.<sup>1)</sup>, Бодров А.Ю.<sup>2)</sup>***

*<sup>1)</sup>Инженер, <sup>2)</sup>студент*

*<sup>1)</sup>НИИ Курчатовский институт, Россия, Москва*

*<sup>2)</sup>Московский Государственный Университет имени М.В. Ломоносова,*

*Химический факультет, кафедра радиохимии, Россия, Москва*

*E-mail: adeptak92@mail.ru*

В настоящий момент в России и во всём мире активно развивается направление ядерной медицины. Развитие отрасли предусматривает поиск перспективных нуклидов для создания радиофармацевтических препаратов, которые должны обладать рядом параметров, в частности, быть альфа-излучателем и иметь приемлемый период полураспада. В данной работе рассматривается возможность разделения европия и тербия, что может создать предпосылки для синтеза препаратов на основе тербия-149 (4,1 ч,  $E_\alpha$  3,9 МэВ), полученного облучением европия альфа-частицами высоких энергий. Кроме того, целью работы было осуществить разделение указанных лантанидов за как можно меньший промежуток времени.

В работе в качестве тербиевой метки использовали изотопы, полученные по реакциям  $^{159}\text{Tb}(\gamma, 3n)^{156}\text{Tb}$  и  $^{153}\text{Eu}(\alpha, n)^{156}\text{Tb}$  (энергия гамма-квантов составляла 30 МэВ, альфа-частиц 20 МэВ). Рассматривали радионуклидный состав облучённых мишеней.

Так как европий в отличие от большинства лантанидов может быть восстановлен до двухвалентного состояния, разделение предусматривало две стадии. Первая – восстановление и осаждение европия в форме  $\text{EuSO}_4$ . Вторая стадия – разделение тербия и оставшегося после первой стадии европия (III) методом жидкостной экстракционной хроматографии.

В стадии восстановления-осаждения европия рассмотрено влияние на ход реакции различных восстановителей, среды, а также носителей сульфат-ионов. Получена кинетическая кривая для всего процесса.

Для разделения лантанидов на колонке были выбраны два типа смол: LN (сорбент ди(2-этилгексил)фосфорная кислота) и TRU (сорбент октилфенил-N,N-диизобутил карбамоилфосфиноксид), как наиболее перспективных. Исследована хроматография в азотной кислоте различных концентраций. Представляло интерес определение коэффициента удерживания европия и тербия в TRU в соляной кислоте как в потенциальной среде для разделения.

В докладе обсуждаются результаты облучения мишеней на основе оксидов европия и тербия; рассматривается влияние различных факторов на процесс восстановления-осаждения европия; делается вывод о необходимых условиях и суммарных временных затратах на выделение тербия-149 из облучённой европиевой мишени.



# Разработка самосветящихся керамик на основе кубического стабилизированного диоксида циркония

**Богданова О.Г.**

*Инженер I категории*

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

*Email: [oxi.15@inbox.ru](mailto:oxi.15@inbox.ru)*

Создание самосветящихся материалов, допированных радионуклидами, на основе прочной кристаллической матрицы открывает принципиально новые области экологически безопасного применения актиноидов. Например, могут быть созданы «ядерные» электрические батарейки, которые можно использовать в течение длительного времени в условиях космоса, перепада температур и агрессивной среды.

Явление радиолуминесценции некоторых твердых веществ под воздействием ионизирующего излучения известно давно [1]. Ещё в начале 20-го века промышленно производились светящиеся краски, содержащие  $^{226}\text{Ra}$ , но в дальнейшем производство радиолуминесцентных источников свелось к изготовлению определенного типа закрытых источников ионизирующего излучения с открытым окном [2].

Основная идея создания радиолуминесцентных источников заключается в совмещении в одной устойчивой кристаллической матрице сравнительно небольшого количества радионуклида, энергетически иницирующего люминесценцию, и оптимального количества люминофора, обеспечивающего максимальную интенсивность радиолуминесценции. При этом следует учитывать, что избыточное или недостаточное количество люминофора не позволяет получить интенсивное самосвечение, для этого требуются многочисленные эксперименты по подбору оптимальной концентрации, а так как синтез с использованием реальных актинидов является дорогостоящим, то целесообразно определять оптимальную концентрацию люминофора для нерадиоактивных керамик. Таким образом, цель данной работы заключается в подборе оптимальной концентрации люминофора, обеспечивающую максимальный выход ультрафиолетовой люминесценции и катодолуминесценции для нерадиоактивных керамик.

В данной работе была синтезирована керамика на основе кубического диоксида циркония, стабилизированного иттрием. Как известно, этот материал обладает высокой химической стойкостью, механической прочностью и устойчивостью к самооблучению, что делает его потенциально идеальной матрицей для создания радиолуминесцентных источников. В качестве люминофоров были использованы  $\text{Eu}^{3+}$  и  $\text{Eu}^{3+}$  с добавкой  $\text{Tb}^{3+}$ , которая позволяет получить интенсивность люминесценции значительно выше, чем для одного  $\text{Eu}^{3+}$ .

Гомогенную шихту для синтеза монофазных керамик на основе  $(\text{Zr}_{0.82}\text{Y}_{0.18-x}\text{Eu}_x)\text{O}_{1.91}$  и  $(\text{Zr}_{0.82}\text{Y}_{0.18-x-y}\text{Eu}_x\text{Tb}_y)\text{O}_{1.91}$  получали со-осаждением из общего водного раствора нитратных солей Zr, Y, Eu, Tb. Осадок отфильтровывали, сушили на воздухе при температуре 150-200°C, растирали в ступке и прокаливали при температуре 600°C. Затем шихту отпрессовывали в таблетки и спекали на воздухе при температуре 1500°C.

Были получены монофазные керамические образцы на основе  $(\text{Zr}_{0.82}\text{Y}_{0.18-x}\text{Eu}_x)\text{O}_{1.91}$  ( $x = 0,01 - 0,10$ ) и  $(\text{Zr}_{0.82}\text{Y}_{0.18-x-y}\text{Eu}_x\text{Tb}_y)\text{O}_{1.91}$  ( $x = 0,02 - 0,10$ ;  $y = 0,005$ ;  $0,01$ ;  $0,015$  и  $0,02$ ). Оптимальную концентрацию люминофоров определяли методом катодолуминесценции.

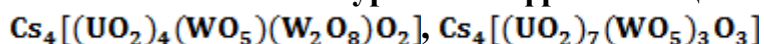
Следующий этап исследования - синтез керамики и кристаллов на основе кубического стабилизированного диоксида циркония, допированных  $^{238}\text{Pu}$  и (или)  $^{241}\text{Am}$ , с максимальной концентрацией актиноидов до 0,1 масс. %.

## Литература

1. Bagnall K.W., D`Eye R.W.M. The preparation of polonium metal and polonium dioxide.// J. Chem. Soc. Lon. – 1954 – p. 4295-4299.
2. Михальченко Г.А. Радиолуминесцентные излучатели// Энергоатомиздат, М., 1988 – 151 с.



## Термодинамические свойства урановольфрамов цезия состава



**Бородулина М. Л., Лелет М.И.**

*Студент, младший научный сотрудник*

*Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского,*

*химический факультет, Нижний Новгород, Россия*

*E-mail: [maryborodulina@mail.ru](mailto:maryborodulina@mail.ru)*

При длительном хранении отработанного ядерного топлива существует высокая вероятность возникновения ураносодержащих соединений с элементами VI группы и продуктами радиоактивного распада, в частности, радиоактивными изотопами цезия. В связи с этим изучение урановольфрамов щелочных металлов представляет собой достаточно актуальную тему.

Объекты нашего исследования, урановольфраматы цезия  $\text{Cs}_4[(\text{UO}_2)_4(\text{WO}_5)(\text{W}_2\text{O}_8)\text{O}_2]$  (1) и  $\text{Cs}_4[(\text{UO}_2)_7(\text{WO}_5)_3\text{O}_3]$  (2), ранее были изучены методами рентгенофазового и рентгеноструктурного анализов, и их кристаллические структуры описаны авторами [1]. Однако термодинамические функции **1** и **2** не изучались, хотя знание физико-химических свойств необходимо для решения различных фундаментальных и прикладных задач с участием этих соединений.

В докладе будут представлены результаты термодинамического исследования урановольфрамов цезия  $\text{Cs}_4[(\text{UO}_2)_4(\text{WO}_5)(\text{W}_2\text{O}_8)\text{O}_2]$  и  $\text{Cs}_4[(\text{UO}_2)_7(\text{WO}_5)_3\text{O}_3]$ .

Для синтеза **1** и **2** использовали метод высокотемпературного твердотельного синтеза путем спекания навесок исходных веществ, взятых в необходимых стехиометрических соотношениях. В качестве исходных реактивов брали нитрат цезия, оксид вольфрама(VI) и оксид урана(VI). Контроль чистоты и степень превращения реагентов осуществляли посредством рентгеновского дифрактометра Shimadzu XRD-6100.

Для расчета стандартной энтальпии образования  $\Delta_f H^\circ(298)$  соединений **1** и **2** 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 [2] при  $T=298\text{K}$ .

В ходе работы были изучены температурные зависимости теплоемкости  $C_p^\circ = f(T)$  **1** и **2** в области температур  $80\div 320\text{ K}$  при помощи автоматизированного адиабатического вакуумного калориметра АК-9.02/ВСТ-21 (TERMAX Ltd., Россия) [3].

### Список использованной литературы

1. Xiao, B. Schlenz, H. Dellen, J. Bosbach, D. Suleimanov, E. Alekseev, E. From Two-Dimensional Layers to Three-Dimensional Frameworks: Expanding the Structural Diversity of Uranyl Compounds by Cation–Cation Interactions.: CRYSTAL GROWTH & DESIGN Volume: 15 Issue: 8 Pages: 3775-3784 Published: AUG 2015.
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 технецием-99m

**Бубенищikov В.Б.**

*Студент*

*Российский химико-технологический университет им. Менделеева,  
институт материалов современной энергетики и нанотехнологии, Москва, Россия*

*E-mail: [bubenschikov2011@yandex.ru](mailto:bubenschikov2011@yandex.ru)*

Ядерная медицина – направление современной медицины, использующее радионуклиды и свойства ионизирующих излучений для диагностических и терапевтических целей.

Открытие в опухолевых клетках рецепторов, способных взаимодействовать с пептидами, а также развитие химии и технологии синтетических пептидов обусловили появление нового класса РФП - меченых биологических молекул. В настоящее время объектом многочисленных научных исследований являются пептиды, содержащие в своём составе аминокислотную последовательность Arg-Gly-Asp (RGD-пептид). Это связано со специфическим взаимодействием аминокислотной последовательности RGD с интегринами – рецепторами, которые экспрессируются при активации процесса ангиогенеза [1]. Линейные и циклические RGD-пептиды применяются для создания новых визуализирующих радиофармпрепаратов путем конъюгации их с различными изотопными метками [2]. Задача получения рецепторспецифичного РФП, содержащего радионуклид-металл, требует модификации молекулы пептида посредством введения дополнительной хелатирующей группировки для связывания радионуклида [3].

В данной работе нами был исследован процесс мечения двух RGD-пептидов с различными хелатирующими группами: NYINC-RGD и DTPA-RGD<sub>2</sub> радионуклидом <sup>99m</sup>Tc. По нашим данным, NYINC обеспечивает наиболее высокую эффективность мечения в наиболее широком диапазоне условий проведения реакции. По результатам исследования определены условия достижения максимального значения радиохимической чистоты меченых соединений:

- для пептида DTPA-RGD<sub>2</sub>: концентрация пептида 20 нмоль/мл; pH 4,5±0,5 (ацетатный буферный раствор); время реакции 30 мин, 25 °C; дополнительная фильтрация через фильтр с порами 220 нм; РХЧ >70%;
- для пептида NYINC-RGD: 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 °C; РХЧ >90%.

### Список использованной литературы

1. Аида Карамышева. Анти-ангиогенная терапия надежды и разочарования. 2013. LAP LAMBERT Academic Publishing. Saarbrücken, Германия, 63 с.
2. F.C. Gaertner, H. Kessler, H.-J. Wester, et al. Radiolabelled RGD peptides for imaging and therapy// Nuclear Medicine and Molecular Imaging, 39, 1, 2012. — с. 126.
3. А. Я. Марук, А. Б. Брускин, Г. Е. Кодина. Новые радиофармпрепараты на основе <sup>99m</sup>Tc с применением бифункциональных хелатирующих агентов// Радиохимия, 53, 4, 2011. — с. 289-300.

# Новый автоматизированный метод синтеза [ $^{18}\text{F}$ ]флюмазенила, ПЭТ радиолиганда для визуализации центральных бензодиазепиновых рецепторов

Ваулина Д.Д.<sup>1</sup>, Насирзадех М.<sup>2</sup>, Киселева М.М.<sup>2</sup>

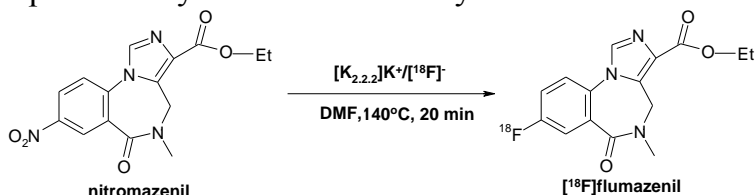
Младший научный сотрудник

<sup>1</sup> Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт мозга человека им. Н.П. Бехтеревой РАН (ИМЧ РАН), г. Санкт-Петербург, Россия

<sup>2</sup> Санкт-Петербургский государственный университет, институт химии, Санкт-Петербург, Россия

E-mail: [vaulina@ihb.spb.ru](mailto:vaulina@ihb.spb.ru)

Центральные бензодиазепиновые рецепторы (цБЗР) являются основой ГАМКэргической системы, обеспечивающей функционирование важного нейромедиатора ЦНС - гамма аминomásляной кислоты (ГАМК). Уменьшение плотности цБЗР по сравнению с нормой отмечено при протекании различных неврологических заболеваний: эпилепсии, тревожных состояний, деменций и др. Использование меченного фтором-18 ( $T_{1/2} = 109,8$  мин) флюмазенила ([ $^{18}\text{F}$ ]ФМЗ) в позитронно-эмиссионной томографии (ПЭТ) позволяет количественно оценить плотность цБЗР для точной локализации эпилептического очага, рецепторный статус мозга после инсульта.



[ $^{18}\text{F}$ ]ФМЗ получают путем нуклеофильного замещения нитрогруппы в молекуле нитромазенила на [ $^{18}\text{F}$ ]фторид. В настоящее время для выделения и очистки [ $^{18}\text{F}$ ]ФМЗ используется комбинированный метод полупрепаративной ВЭЖХ с твердофазной экстракцией (ТФЭ), что является длительным (80-90 мин) и трудоемким процессом. Нами предложен новый автоматизированный метод получения [ $^{18}\text{F}$ ]ФМЗ на модуле синтеза GE Healthcare Tracerlab FX N Pro с очисткой препарата на ТФЭ картриджах без использования ВЭЖХ. Модуль был модифицирован под разработанную нами программу синтеза. Для получения [ $^{18}\text{F}$ ]ФМЗ с параметрами качества, соответствующими Фармакопее, необходимо было провести эффективное отделение препарата, во-первых, от предшественника (нитромазенила), имеющего близкие физико-химические свойства и способного конкурировать в процессах связывания с цБЗР; во-вторых, от радиоактивных гидрофильных примесей. Для этого после реакции радиофторирования проводили разложение остатка предшественника метоксидом калия. Затем реакционную смесь разбавляли ( $\text{H}_2\text{O}$ ,  $\text{pH}=3.5$ ), а продукт сорбировали на картридже HLB 6cc (Waters). На этом этапе была удалена значительная часть гидрофильных радиоактивных и химических примесей. Тонкую очистку [ $^{18}\text{F}$ ]ФМЗ осуществляли на картридже tC18 light (Waters), а финальное элюирование проводили 20% этанольным раствором в фосфатном буфере ( $\text{pH}=3.5$ ).

**Результаты:** [ $^{18}\text{F}$ ]ФМЗ был получен за 50 мин с радиохимической чистотой  $> 95\%$  и содержанием нитромазенила  $< 1 \text{ мкг/мл}$ , с удельной активностью 1-10 Ки/мкМоль. Новый автоматизированный метод получения [ $^{18}\text{F}$ ]ФМЗ с очисткой на коммерчески доступных картриджах вместо полупрепаративной ВЭЖХ позволит широко использовать этот рецепторный лиганд в клинической практике.

**Керамика на основе  $Y_{2.5}Nd_{0.5}Al_5O_{12} - Ni, MgO, Cu$ . Получение. Свойства**  
**Головкина Л.С., Болдин М.С., Сахаров Н.В., Белкин О.А.**

*аспирант*

*Нижегородский государственный университет имени Н.И. Лобачевского,  
химический факультет, Нижний Новгород, Россия*

*E-mail: golovkina\_lyudmila@mail.ru*

Трансмутация – перспективная концепция обращения с долгоживущими компонентами РАО, в первую очередь, минор-актинидами (МА): изотопами америция, кюрия и нептуния. Инертные матрицы с МА-топливом (ИТМ) должны характеризоваться следующими свойствами: высокие теплопроводность, температура плавления и радиационная стойкость, совместимость с реакторным теплоносителем. 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. Решением данной проблемы может стать ввод дополнительных компонентов, например, металлов.

Объектом настоящего исследования является система  $Y_{2.5}Nd_{0.5}Al_5O_{12} - Ni, MgO, Cu$  (0, 5, 10, 20 масс.%). Методы исследования включают: РФА (Shimadzu LabX XRD-6000), ДСК (Setaram LABSYS DSC 1600), АСМ (Solvjet Pro 47 Н, оснащенный оптическим видеомикроскопом Optem), 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 соли никеля, магния и меди. Полученную суспензию высушивали до полного удаления воды и нагревали на воздухе (в случае с  $MgO$ ) и в  $H_2$ -атмосфере (в случае с  $Cu$  и  $Ni$ ). Керамику на основе данных соединений получали методом Spark Plasma Sintering на установке Dr. Sinter Model-625 ( $T = 1400\text{ }^{\circ}C$ , время спекания не превышало 10 мин). В ходе исследования изучили микроструктуру керамик, их механические и теплофизические свойства.

Работа выполнена при поддержке Министерства образования и науки РФ (Соглашение 11.1036.2014/К от 11.08.2014 г. на выполнение НИР в рамках проектной части государственного задания Министерства образования и науки РФ).

## Сорбция Am(III) на ортофосфатах редкоземельных элементов

*Грачева Н.Н.*

*Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,*

*химический факультет, Москва, Россия*

*nadezda.n.gracheva@gmail.com*

В результате деятельности предприятий ядерного топливного цикла постоянно накапливаются большие объемы радиоактивных отходов. Высокоактивные отходы, содержащие цезий и стронций, подвергаются остекловыванию. К этой фракции предъявляются высокие требования по содержанию альфа-излучающих радионуклидов, в особенности Am(III) и Cm(III). Поэтому важной задачей является разработка методов отделения америция и кюрия от фракции, поступающей на остекловывание. Для этого возможно применение таких материалов, которые бы одновременно извлекали эти радионуклиды и являлись матрицами для их долговременного захоронения. Фосфаты лантаноидов ( $\text{LnPO}_4$ ) являются перспективными неорганическими материалами, применение которых возможно как для извлечения Am(III), так и для использования в качестве матрицы для его долговременного захоронения.

Существует несколько основных структурных типов кристаллических решеток, в которых кристаллизуются ортофосфаты лантаноидов: монацит моноклинной сингонии, ксенотим тетрагональной сингонии и рабдофанит гексагональной сингонии. Целью данной работы является установление закономерностей сорбции Am(III) на образцах  $\text{LnPO}_4$  ( $\text{Ln}=\text{La}-\text{Dy}$ ), различающихся кристаллической структурой и морфологией.

Сорбенты были охарактеризованы методами растровой электронной микроскопии, рентгенофазового анализа, низкотемпературной сорбции азота (с обработкой данных по модели БЭТ), дифференциальной сканирующей калориметрии и потенциометрического титрования. Измерение радиоактивности растворов проводили методом жидкостной сцинтилляционной спектрометрии и  $\gamma$ -спектрометрии.

Было обнаружено, что кинетика сорбции и выщелачивания Am(III) с поверхности  $\text{LnPO}_4$  с различной кристаллической структурой и близкой морфологией поверхности схожи. При этом отжиг образца с сорбированным Am(III) значительно замедляет выщелачивание америция. Было обнаружено отсутствие влияния катиона РЗЭ на сорбционные свойства  $\text{LnPO}_4$  в пределах одной кристаллической структуры.

Для изучения влияния морфологии частиц на сорбционные свойства поверхности образцов  $\text{LnPO}_4$ , были исследованы образцы фосфата неодима: объемные частицы и вискеры. Изучение кинетики сорбции Am(III) на поверхности  $\text{NdPO}_4$  показало, что равновесие устанавливается быстрее в случае вискерообразных образцов. Кинетика выщелачивания Am(III) с поверхности вискерообразных образцов  $\text{NdPO}_4$  также является более быстрой, что может быть связано с большей реакционной способностью поверхности вискерообразных образцов. Методом TRLIFS было обнаружено, что на поверхности образцов фосфатов РЗЭ при сорбции образуются внутрисферные комплексы.

Таким образом, было показано, что морфология частиц  $\text{NdPO}_4$  (вискеры и объемные частицы) влияет на кинетику сорбции и выщелачивания Am(III) с их поверхности. При этом равновесная величина сорбции и физико-химические формы сорбата на образцах с различной морфологией одинаковы. Не установлено значительного влияния кристаллической структуры  $\text{LnPO}_4$  на сорбционные свойства поверхности образцов.

*Работа выполнена при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (грант №16-33-00643).*

**Синтез полистирольных микросфер с изотопной меткой  $^{14}\text{C}$  для биомедицинских исследований органических аэрозолей**

**Гулевич Д.Г.<sup>1</sup>, Таратайко А.И.<sup>2</sup>, Селиванова А.В.<sup>3</sup>, Соловьева Е.И.<sup>4</sup>**

*Студент, аспирант, магистрант, студент*

*Новосибирский государственный университет, факультет естественных наук<sup>1</sup>,  
физический факультет<sup>3</sup>, Новосибирск, Россия*

*Новосибирский институт органической химии им. Н.Н. Ворожцова СО РАН<sup>2</sup>,  
Новосибирск, Россия*

*Научно-исследовательский институт клинической и экспериментальной медицины<sup>4</sup>,  
Новосибирск, Россия*

*E-mail: [dayana-nsu@mail.ru](mailto:dayana-nsu@mail.ru)*

По данным ВОЗ около 80% населения земного шара проживают в местах, где содержание аэрозолей в воздухе превышает допустимое значение. Плохое качество воздуха может приводить к появлению и обострению ряда заболеваний. От 20 до 50% всех аэрозолей составляют частицы органического происхождения. Из-за малого размера и концентрации, чувствительность большинства физических методов анализа оказывается недостаточной, для исследования проникающей способности частиц в естественных условиях. Удобной модельной системой органических аэрозолей являются полистирольные микросферы, образующиеся при эмульсионной полимеризации. Данный процесс позволяет получать монодисперсные частицы с заданными размером и химическими свойствами поверхности. Для решения проблемы регистрации частиц в биологических тканях в данной работе впервые предложено и испытано использование изотопной метки  $^{14}\text{C}$  на стадии синтеза мономера, что позволяет анализировать получаемые образцы с помощью метода ускорительной масс-спектрометрии (УМС), регистрирующего 1 изотоп из  $10^{15}$  частиц элемента. При этом активность используемых в работе реагентов не несет опасности для здоровья человека. Так,  $\beta$ -частицы, образующиеся при распаде  $^{14}\text{C}$  имеют очень короткую длину пробега в стекле – всего 0.011 см, т.е. практически полностью поглощаются лабораторной посудой, а активность выбранного источника изотопной метки в 40 раз ниже недельной ингаляционной нормы при работе с  $\beta$ -радиоактивными препаратами.

В качестве источника изотопной метки был выбран метиловый спирт активностью 36.5 МБк, из которого в четыре стадии получен стирол. На текущий момент проведены две серии экспериментов по моделированию аэрозолей разных размеров. В первой из них при использовании в качестве инициатора  $8 \cdot 10^{-3}$  М раствора  $\text{K}_2\text{S}_2\text{O}_8$  были получены ПС сферы, диаметром  $225 \pm 25$  нм, из которых методом пневматического распыления получен аэрозоль концентрацией  $10^3$  частиц/см<sup>3</sup>. Углеродный анализ 156 образцов печени, почек, мозга, сердца и легких, полученных от группы мышей, подвергавшихся воздействию аэрозолем в течении 30 минут, впервые показал проникновение аэрозолей в органы лабораторных мышей. Помимо легких частицы были зарегистрированы также в печени и почках. Во втором случае при использовании  $2 \cdot 10^{-3}$  М раствора инициатора 4,4'-азобис(4-циановалериановой) кислоты удалось снизить размер ПС сфер до  $78 \pm 20$  нм и получить аэрозоль концентрацией  $10^5$  частиц/см<sup>3</sup>. Углеродный анализ полученных образцов проводится в настоящее время.



**Состав и морфология Fe, Cr -фаз, выпадающих из кислых растворов  
в условиях пласта-коллектора**

**Гусев И.В.**

*Студент*

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

*E-mail: [igusev97@mail.ru](mailto:igusev97@mail.ru)*

Одной из актуальных проблем ядерной энергетики является разработка методов обращения с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО) и их захоронения. На сегодняшний день в России накоплено большое количество ЖРО, образующихся на предприятиях ядерного топливного цикла. Современная концепция по захоронения ЖРО, принятая в настоящее время в России, заключается в долгосрочной безопасной изоляции радиоактивных отходов (РАО) на длительный срок. На сегодняшний день ЖРО принято захоранивать в глубинных пластах-коллекторах.

Пласт-коллектор – это водоносный горизонт пористых пород (чаще песчаных), отделенный от верхних водоносных горизонтов (в том числе и питьевых) и от биосферы глинистыми водоупорными слоями для предотвращения вертикальной миграции.

Надежность долговременной изоляции радионуклидов в подземном хранилище, учитывая время сохранения экологической и биологической опасности долгоживущих радионуклидов, зависит от многих факторов. Безопасность изоляции радионуклидов, находящихся в пласте-коллекторе, зависит не только от состава ЖРО, но и от состава вмещающей породы самого коллектора. Из литературы известно, что отдельные долгоживущие радионуклиды, например, Pu, хорошо удерживаются оксидами - гидроксидами железа, образующимися в процессе захоронения ЖРО в пласт-коллектор.

Таким образом, цель данной работы: определить фазовый состав и морфологию твердых фаз, образующихся при направленном гидролизе солей Fe(III), Cr(III), Al(III) в условиях, имитирующих пласт-коллектор.

В ходе работы было определено влияние концентрации железа на фазовый состав твердой фазы, образующейся при гидротермальной обработке раствора, симулирующего ЖРО, при температуре 150°C. При минимальной концентрации железа (0,08 г/л) основной образующейся фазой является гримальдит ( $\alpha$ -CrOOH) с незначительной примесью гетита ( $\alpha$ -FeOOH). При увеличении  $C(Fe^{3+})$  возрастает доля гетита, а при высоком содержании железа (0,3 г/л) основной твердой фазой становится гематит ( $\alpha$ -Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>). Данные РЭМ с РСМА показали, что  $\omega(Fe)$  увеличивается от 38% до 63% по массе, а  $\omega(Cr)$  уменьшается от 32% до 12%.

Было также исследовано влияние времени реакции (26 ч, 65ч, 162ч) при различной концентрации Fe(III) (0,08 и 0,30) и температуре 150°C на образующуюся фазу. Эксперименты показали, что время практически не влияет на состав продукта. По данным РФА было установлено, что при  $C(Fe^{3+}) = 0,08$  г/л лишь незначительно меняется соотношение между гематитом ( $\alpha$ -Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) и гетитом ( $\alpha$ -FeOOH).

Также исследуется влияние уксусной кислоты (C=20 г/л) на фазовый состав твердой фазы при различном времени и концентрациях железа.

# Исследование фазового состава в процессе выгорания нитридного топлива

Долгодворов А.П.

аспирант

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук,  
Москва, Россия

E-mail: alexey.dolgodvorov@ibrae.ac.ru

В рамках проекта замыкания ядерного топливного цикла в настоящее время ведутся разработки экспериментальных стендов и реакторных установок. Одним из перспективных видов топлива выбран смешанный нитрид урана и плутония, который обладает такими полезными свойствами как высокая плотность, высокая теплопроводность и совместимость с конструкционными материалами [1]. Для надежной эксплуатации нитридного топлива необходимо создание моделей, описывающих поведение топлива под облучением, а также проведение и анализ расчетов.

Настоящая работа посвящена расчету фазового состава топлива, формируемого в процессе выгорания. Модель включает в себя диффузию продуктов деления по топливной матрице зерен и их выход в межзеренные пузыри, где находится равновесный фазово-молекулярный состав [2]. На рис. 1 представлены массовые доли твердых фаз в зависимости от выгорания. Наличие твердых фаз ведет к распуханию топлива, рис. 2.

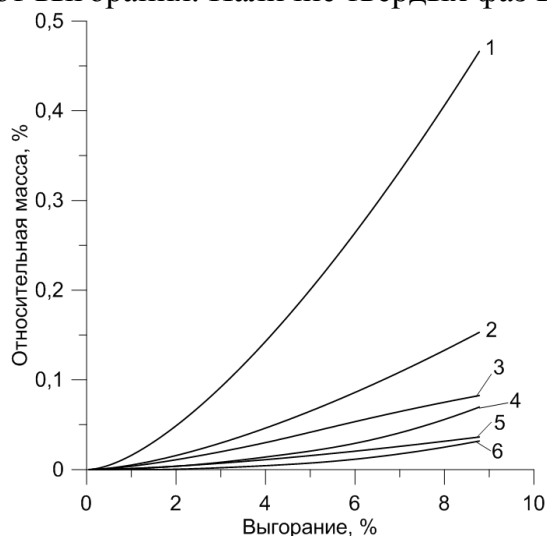


Рис. 1. Массовая доля твердых фаз в выгорающем топливе: 1 – интерметаллическая фаза  $(Ru,Rh,Pd)_3U$ , 2 – металлическая фаза  $(Mo+Tc+Ru+Rh+Pd)$ , 3 –  $BaTe$ , 4 –  $Cs_2Te$ , 5 –  $CsI$ , 6 – нитридная фаза  $(Ba_3N_2+Sr_3N_2)$ .

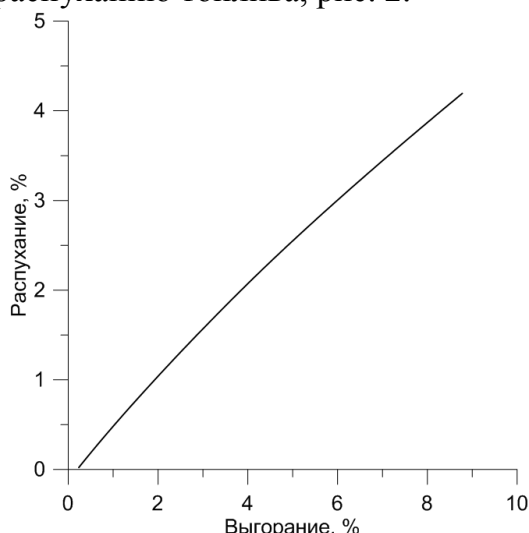


Рис. 2. Твердотельное распухание топлива.

Основными компонентами в объеме вторичных фаз служат металлы и интерметаллиды. Твердотельное распухание коррелирует с термодинамическими оценками [3], где распухание вследствие твердых фаз оценивается как 0,5 % на 1 % выгорания.

## Литература

1. Троянов В.М. и др., Перспективы использования нитридного топлива в быстрых реакторах с замкнутым топливным циклом // Атомная энергия. 2014, т. 117, с. 69–75.
2. Veshunov M.S., et al, Mechanistic modelling of urania fuel evolution and fission product migration during irradiation and heating // J. Nucl. Mater. 326 (2007) 327–335.
3. Arai Y., et al, Chemical forms of solid fission products in the irradiated uranium-plutonium mixed nitride fuel // J. Nucl. Mater. 210 (1994) 161–166.



**ПК «ВИЗАРТ» как инструмент для расчета материальных потоков и времени работы оборудования технологических переделов ЗЯТЦ**

**Евсюкова Ю.А.<sup>1</sup>, Рыкунова А.А.<sup>2</sup>, Дубосарский В.Г.<sup>2</sup>, Пугачев В.Ю.<sup>2</sup>**

*сотрудник*

*1- АО «ВНИИНМ им. акад. А.А. Бочвара», г. Москва, Россия*

*2 – ФГУП «РФЯЦ ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск, Россия*

*E-mail: \_smile\_.91@mail.ru*

При проектировании технологических линий по обращению с ОЯТ и РАО, а также фабрикации ядерного топлива, в рамках работ по созданию пристанционного ядерного топливного цикла для реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем особенную важность получила задача моделирования технологических узлов и операций для расчета баланса материальных потоков предлагаемых вариантов технологических схем, а также построения циклограмм работы оборудования. Для решения подобных задач совместно с сотрудниками ФГУП «РФЯЦ ВНИИТФ» был разработан программный комплекс «ВИЗАРТ» - виртуальный завод радиохимических технологий, представляющий из себя мультифункциональное программное средство. На данный момент ПК «ВИЗАРТ» позволяет решать следующие задачи:

- осуществлять в режиме конструктора построение технологических схем, состоящих из набора операций, связанных между собой материальными потоками технологических продуктов;
- проводить расчеты характеристик продуктов схемы: объемные и массовые расходы, химический, элементный и изотопный состав; абсолютные и удельные активности ( $\alpha$  и  $\beta+\gamma$ ) и тепловыделение;
- сохранять и модифицировать существующие расчетные варианты технологической схемы;
- выгружать результаты расчета в соответствии с выбранным вариантом шаблона для более легкого включения результатов в отчетную документацию.
- проводить построение циклограмм работы оборудования с учетом производительности аппаратуры, пропускной способности транспортных линий, объемов накопительных емкостей и продолжительности отдельных операций.

Результаты расчетов дают информацию об образующихся продуктах и их количестве, продолжительности операций или всей технологической схемы, что позволяет сделать выбор того или иного варианта технологической схемы, а также принять решение об оптимизации и корректировке выбранного варианта.

Гибкая организация комплекса позволяет оперативно вносить изменения в математическое описание технологических процессов по мере поступления новых экспериментальных данных.

К настоящему времени основной функционал ПК «ВИЗАРТ» реализован и находится на стадии пользовательского тестирования.

Выражаю глубокую благодарность за содействие в работе Шмидт О.В.,  
Третьяковой С.Г. и Макеевой И.Р.

**Разработка методики определения содержания твердой фазы  
в продуктах кислотного растворения отработавшего ядерного топлива**

**Жабин А.Ю.<sup>2</sup>, Смирнов С.И.<sup>2</sup>, Апальков Г.А.<sup>1,2</sup>, Апалькова Е.В.<sup>1,2</sup>**

<sup>1</sup>*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Физико-технический институт, Томск, Россия*

<sup>2</sup>*ФЯО ФГУП «Горно-химический комбинат», Железногорск, Россия  
E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su*

Актуальной задачей в ходе оценки эффективности процессов осветления продуктов кислотного вскрытия отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с целью организации устойчивого потока питания в ходе последующей экстракционной переработки ОЯТ является точное определение содержания (концентрации) твердой фазы в продуктах растворения реального топлива. Задача осложняется высокой активностью реального ОЯТ. Применение неразбавленных продуктов переработки ОЯТ невозможно исходя из требований производственной безопасности и предела рабочей способности аналитической техники. Использование сильноразбавленных растворов в большинстве своем несет не сопоставимые с дальнейшими исследованиями погрешности измерений.

Разработанная методика определения количества твердой фазы в продуктах кислотного растворения ОЯТ основана на соотношении экспериментально полученных значений мутности исходного раствора с предварительно построенным калибровочным графиком зависимости известного содержания твердой фазы от мутности раствора.

Обработку предложенной методики проводили в ходе переработки волокислированного ОЯТ ВВЭР-1000 в условиях дистанционно-обслуживаемых защитных камер. Производили фасовку продукта кислотного растворения ОЯТ «на подушку» раствора-разбавителя в количестве 1:10, имеющего ту же концентрацию урана и азотной кислоты, что и исходный продукт. Плотность измеряли пикнометрическим способом с точностью 0,001 г. Мутность полученного разбавленного раствора после перемешивания ультразвуковым диспергатором УЗД-0,063/22 измеряли на турбидиметре НАСН 2100AN IS. Суммарная продолжительность операций разбавления и измерения мутности при этом не превышала 35 минут. При построении калибровочных графиков использовали растворы продукта кислотного растворения ОЯТ, прошедшие операцию отделения грубых взвесей через фильтрующую перегородку «синяя лента». В исходном растворе, взятом для разбавления, определяли количество твердой фазы, взвешивая пробирку с отделенным (на центрифуге Z36НК с фактором разделения 32600), промытым и высушенным осадком. Определенное таким образом содержание твердой фазы во взятом продукте использовали для расчета концентрации твердой фазы в разбавленных растворах. В качестве разбавителя использовали раствор с той же концентрацией урана и кислоты, что и в исходном продукте. Перемешивание разбавленных растворов производили посредством УЗ-диспергирования в интервале 5-15 мин. Расчетную концентрацию твердой фазы в разбавленных растворах подтверждали путем определения массы отделенного осадка из известного объема пробы.

Тожественность значений «истинной» мутности исходного раствора и значений «расчетной» мутности, полученных путем пересчета по калибровочному графику, подтверждена отдельными экспериментами измерения мутности неразбавленных растворов. Расчетные значения содержания твердой фазы, полученные по калибровочным графикам, также были подтверждены в отдельных экспериментах по количеству отделенной твердой фазы на центрифуге MICRO 220R с фактором разделения 31514 при дистанционном использовании в защитных камерах.

Разработанный способ позволяет определять содержание твердой фазы в осветленных продуктах кислотного растворения ОЯТ с погрешностью 10-14 %.

## **Использование осадительных методов в очистке ЖРО производства изотопа кадмия-109**

**Зарубо А.М.**

*ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований–Сосны» НАН  
Беларуси, Минск*

*E-mail: zarubaalex@gmail.com*

Изотоп  $^{109}\text{Cd}$  используется в изготовлении стандартов и источников для калибровки радиометрической аппаратуры, изготовлении источников для рентгенорадиометрического анализа, в различных исследованиях в качестве радиоактивного индикатора. При изготовлении  $^{109}\text{Cd}$  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  $\text{ZnCO}_3$ . В работе использовали ЖРО образовавшиеся при производстве препаратов  $^{109}\text{Cd}$  (концентрацией кадмия  $5,3 \cdot 10^{-5} - 7,1 \cdot 10^{-7}$  моль/л и активностью  $1,6 \cdot 10^6 - 6 \cdot 10^7$  Бк/л по кадмию-109). Радиоактивность растворов измеряли методом гамма-спектрометрии на многоканальном анализаторе с помощью  $\text{NaCl(Tl)}$  детектора.

Изучено изменение коэффициента очистки от рН, при изменении рН 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  $55,9 \cdot 10^{-3}$  моль/л коэффициент очистки изменялся от 3,96 до 151 с максимальным значением 194 при концентрации  $\text{Zn}^{2+}$   $40,3 \cdot 10^{-3}$  моль/л. Изменение соотношения  $[\text{CO}_3^{2-}]/[\text{Zn}^{2+}] = 1 - 2$  не приводило к существенному изменению коэффициента очистки. 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 серебра.

# Исследование деструкции экстракционно-хроматографических смол под действием $\gamma$ -излучения

Зобнин В.А.<sup>1</sup>, Васильев А.Н.<sup>1,2</sup>

Студент, м.н.с.

<sup>1</sup>Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
химический факультет, Москва, Россия

<sup>2</sup>Институт ядерных исследований РАН, Москва, Россия

E-mail: [vladislav-zobnin@yandex.ru](mailto:vladislav-zobnin@yandex.ru)

В настоящее время для выделения радионуклидов получил широкое распространение метод экстракционной хроматографии, он сочетает в себе селективность жидкость-жидкостной экстракции с экспрессностью операций колоночной хроматографии. Экстракционно-хроматографическая смола представляет собой инертный пористый полимерный или силикатный носитель с закрепленной фазой, состоящей из индивидуального жидкого экстрагента или из смеси экстрагентов.

Определение радиационной устойчивости экстракционно-хроматографических материалов – важная задача, так как за время хроматографического разделения сорбенты могут подвергаться воздействию высоких доз ионизирующего излучения. Исследование такого воздействия особенно важно для изотопных генераторов, когда требуется удерживание нуклидов на смоле в течение недель и месяцев.

В данной работе рассматриваются смолы, закрепленные фазы которых состоят из 4,4'(5')-дитретбутилциклогексано-18-краун-6, растворенного в октаноле, (Sr Resin, Triskem Int.) и N,N,N',N'-тетра-н-октилдигликоламида (DGA Resin, Triskem Int.). Навеску смолы помещали в раствор кислоты (6 М HNO<sub>3</sub> для DGA Resin и 3 М HClO<sub>4</sub> для Sr Resin) и облучали в изотопном фотонном излучателе (источник - <sup>137</sup>Cs, мощность дозы – 2,28 Гр/мин). Максимальная доза, поглощенная сорбентом, составила 150 кГр. Для определения влияния ионизирующего излучения на смолы DGA Resin и Sr Resin, сравнивались коэффициенты удерживания Am(III) и Sr(II), соответственно, на облученном и необлученном сорбентах, а также емкости этих сорбентов по отношению к Sr(II).

Коэффициент удерживания не изменялся в исследуемом диапазоне поглощенных доз. Для DGA Resin коэффициент удерживания Am(III) при сорбции из 6 М HNO<sub>3</sub> составил  $5 \cdot 10^3$ , а для Sr Resin Sr(II) из 3 М HClO<sub>4</sub> – 180 свободных колоночных объемов.

В отличие от коэффициентов удерживания, емкость сорбента снижается даже для относительно небольших доз. Так, при поглощенной дозе 44 кГр, сорбционная емкость Sr Resin снижается на 4-7%. Для необлученного сорбента емкость составляет  $9,0 \pm 0,1$  мг/мл сорбента, после облучения –  $8,6 \pm 0,1$  мг/мл. В случае сорбента DGA Resin уменьшение емкости составило 20-22% (с  $9,8 \pm 0,7$  мг/мл сорбента до  $7,7 \pm 0,2$  мг/мл).

**Выщелачивание плутония из «старых» образцов монофазной керамики на основе  $(\text{Zr}_{0.79}\text{Gd}_{0.14}\text{Pu}_{0.07})\text{O}_{1.99}$  и  $(\text{La}_{0.9}\text{Pu}_{0.1})\text{PO}_4$ , допированных  $^{238}\text{Pu}$**

**Зубехина Б.Ю., Бураков Б.Е.**

*научный сотрудник*

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

*bzubekhina@gmail.com*

Ускоренные радиационные повреждения в образцах монофазной керамики, на основе кубического диоксида циркония  $(\text{Zr}_{0.79}\text{Gd}_{0.14}\text{Pu}_{0.07})\text{O}_{1.99}$  и монацита  $(\text{La}_{0.9}\text{Pu}_{0.1})\text{PO}_4$ , допированных  $^{238}\text{Pu}$ , уже были изучены ранее [1]. Керамики на основе кубического диоксида циркония, (синтезирована в 2000 году) и монацита (синтезирована в 2003 году) содержали 9,9 и 8,1% (масс.)  $^{238}\text{Pu}$  соответственно. В 2014 году оба образца, хранившиеся в герметичной алюминиевой кассете с бериллиевым окном, были извлечены и использованы для проведения статического теста на выщелачивание, длительностью 28 дней. На момент начала теста накопленная доза в образцах составила (в альфа-распадах/м<sup>3</sup> × 10<sup>25</sup>): 16,3 – для кубического диоксида циркония; и 8,2 – для монацита. Несмотря на большую накопленную дозу обе фазы сохранили кристаллическую структуру по данным рентгено-дифракционного анализа. Предварительные результаты статического теста на выщелачивание демонстрируют следующие величины нормализованной потери массы плутония (NL, в г/м<sup>2</sup>): 0,6 и 1,5 при 25°C и 90°C соответственно, для кубического диоксида циркония; 2,7 и 2,9 при 25°C и 90°C соответственно, для монацита. Обсуждение результатов проводилось в сравнении с результатами предыдущих тестов на выщелачивание при меньших дозах самооблучения образцов.

**Литература**

1. B.E. Burakov et. al. *Mat. Res Soc. Symp. Proc.*, (2008), Vol. 1107, 381-388.

## **Биосорбция и восстановление технеция и урана микроорганизмами**

**Ильин В.А.<sup>1</sup>, Трезубова В.Е.<sup>2</sup>**

*аспирант*

*1-Институт общей и неорганической химии имени Н.С. Курнакова РАН, Москва,  
Ленинский проспект 31*

*2-Институт физической химии и электрохимии имени А. Н. Фрумкина РАН, Москва, ул.  
Обручева, 40*

*[docktorvrach@mail.ru](mailto:docktorvrach@mail.ru)*

Микроорганизмы, являясь самой многочисленной группой организмов в биосфере, участвуют в биогеохимических циклах многих элементов, в том числе радионуклидов и тяжелых металлов, тем самым способствуя их иммобилизации в нерастворимых соединениях. В основе механизмов иммобилизации лежат процессы биоаккумуляции, восстановления металлов с переменной валентностью, биосорбции, биоминерализации.

В настоящей работе исследованы способности бактерий сорбировать и восстанавливать долгоживущие радионуклиды урана и технеция. В работе использованы штаммы *Pseudomonas putida* K12, выделенная из глубинных водоносных горизонтов, *Shewanella xiamenensis* которая выделена из поверхностных грунтовых вод в районе хранилища РАО Б-2 ОАО «СХК» (представители пресноводных экосистем), и *Halomonas mono*, обитающая в высокосолёных щелочных озерах.

Установлено, что исследуемые бактерии способны использовать пертехнетат и уранил-ионы в качестве окислителя при анаэробном клеточном дыхании. При росте в среде с анаэробными условиями в присутствии  $10^{-3}$  М пертехнетата калия *Pseudomonas putida* K12 за неделю восстановила 32% технеция до четырехвалентной формы. Культура *Shewanella xiamenensis* была способна восстановить 73% технеция. Штамм *Halomonas mono* восстановил 46% технеция, растя в карбонатной среде. При анаэробном росте с добавлением  $10^{-3}$  М уранил-нитрата в качестве окислителя и избытка нитрата натрия за 15 суток бактерией *H. mono* было восстановлено 43% урана, штамм *Sh. xiamenensis* восстанавливал при этом только нитрат-ионы, уран не восстанавливал.

Изучены параметры сорбции радионуклидов за счет их взаимодействия с функциональными группами биополимеров клеточных стенок. Установлено, что в зависимости от концентрации уранил-ионов клетками бактерий сорбировалось от 55 до 90% от общего количества урана и незначительное количество пертехнетат-ионов. Получены первичные данные об участвующих в процессе биосорбции функциональных группах клеточных биополимеров с использованием метода ИК-спектроскопии нарушенного полного внутреннего отражения с Фурье-преобразованием.

# Пространственно-временная изменчивость поля концентрации бериллия-7 ( $^7\text{Be}$ ) в Черном море по результатам численных экспериментов.

**Кременчуцкий Д.А.**

*Младший научный сотрудник*

*ФГБУН Морской гидрофизический институт РАН,*

*отдел биогеохимии моря, Севастополь, Россия*

*E-mail: [d.kremenchutsky@gmail.com](mailto:d.kremenchutsky@gmail.com)*

Бериллий-7 ( $^7\text{Be}$ ) – это радионуклид космогенного происхождения ( $T_{1/2}=53.3$  дня) образующийся в атмосфере и выводящийся из нее преимущественно с влажными атмосферными выпадениями. В морской среде он может быть использован для оценки коэффициента вертикальной турбулентной диффузии, при исследовании процессов субдукции и истории перемешивания слоев водных масс, для оценки скорости выведения взвеси из морской среды и т.д.. Цель работы – оценить влияние взвеси на распределение концентрации  $^7\text{Be}$  в воде и исследовать пространственно-временную изменчивость поля концентрации радионуклида в Черном море используя методы численного моделирования.

При проведении численных экспериментов использовалась трехмерная нелинейная гидродинамическая модель циркуляции Черного моря дополненная блоком переноса пассивной примеси [1]. Расчеты проводились на горизонтальной сетке размером  $5 \times 5$  км, 45 горизонтов по вертикали, шаг по времени 5 минут. Расчеты соответствовали периоду 2011-2012 гг. Атмосферных форсинг был получен по модели SKIRON. Дополнительно, каждый сутки задавался поток радионуклида на поверхность и поле концентрации взвеси в поверхностном слое Черного моря. Оценки потока были получены по методике, описанной в [2]. Оценки концентрации взвеси были получены по методике, описанной в [3]. Оценки перераспределения концентрации радионуклида между морской водой и взвесью проводилась по методике, описанной в [4]. Валидация результатов проводилась по данным натурных наблюдений, полученных в районе пос. Качивели (ЮБК).

Было показано, что взвесь оказывает существенное влияние на поле концентрации радионуклида. Было получено, что максимальные величины концентрации  $^7\text{Be}$  наблюдаются в зимний период в Ю-В части моря, а минимальные – в летний период в Западной части моря, что, по-видимому, в большей степени связано с пространственно-временной неоднородностью поля осадков над морем за исследуемый период.

Автор выражает благодарность к.ф.-м. наук, с.н.с. отдела теории волн ФГБУН МГИ, Дымовой Ольге Алексеевне за помощь в проведении численных экспериментов.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ, грант № 16-05-00206.

## Литература

1. С.Г. Демышев, Г.К. Коротаев. Численные модели и результаты калибровочных расчетов течений в Атлантическом океане. М.: ИВМ РАН. 1992, С.163.
2. Кременчуцкий Д.А., Коновалов С.К., Батраков Г.Ф., Станичный С.В. Пространственно-временная изменчивость поступления бериллия-7 ( $^7\text{Be}$ ) на поверхность Черного моря // Материалы научной конференции с международным участием «Современные проблемы гидрохимии и мониторинга качества поверхностных вод». Часть 2. Ростов-на-Дону, 8-10 сентября 2015 г. – Ростов-на-Дону, 2015.– С. 247 – 251.
3. Кременчуцкий Д.А., Кубряков А.А., Завьялов П.О., Коновалов Б.В., Станичный С.В., Алескерова А.А. Определение концентрации взвешенного вещества в Черном море по данным спутника MODIS // Экол. безопасность прибрежной и шельфовой зон и комплексное использование ресурсов шельфа: Сб. научн. тр. 2014, Вып. 29, С. 5 – 9.
4. Кременчуцкий Д.А. Распределение бериллия-7 ( $^7\text{Be}$ ) между взвешенным веществом и морской водой в шельфовой зоне Черного моря // Экол. безопасность прибрежных и шельфовых зон Черного моря: сб. научн. тр. Вып. 27 – Севастополь, 2013.- 306-311

# Влияние криптанов как межфазных катализаторов (МФК) на эффективность ароматического нуклеофильного радиофторирования

Киселева М.М.

студент

Санкт-Петербургский государственный университет,

Институт химии, Санкт – Петербург, Россия

E – Mail: [mariakis94@mail.ru](mailto:mariakis94@mail.ru)

Изотоп фтора,  $^{18}\text{F}$  ( $T_{1/2}=110$  мин) – основной радионуклид, входящий в состав меченых биомолекул, используемых в качестве радиотрейсеров в позитронной эмиссионной томографии. Наиболее эффективный способ введения метки  $^{18}\text{F}$  в белки и пептиды осуществляется путем нуклеофильного радиофторирования малых молекул (меченых предшественников радиотрейсера). Поэтому большое значение имеет изучение закономерностей реакции замещения  $^{18}\text{F}$ -фторидом нуклеофугной группы в кольце ароматического соединения. Необходимое условие реакции – использование межфазных катализаторов (МФК) для переноса  $^{18}\text{F}^-$  из водной мишени циклотрона в среду апротонного полярного растворителя, в которой  $^{18}\text{F}$ -фторид, лишенный сольватной оболочки, приобретает высокую реакционную способность.

**Цель работы** – сравнительное изучение влияния на эффективность радиофторирования двух МФК – криптанов: К 2.2.2 (4,7,13,16,21,24-гексаоксо-1,10-диазабицикло [8.8.8]гексакозан) и К 2.2.2.BB (5,6,14,15-дibenзо-4,7,13,16,21,24-гексаоксо-1,10-диазабицикло [8.8.8]гексакозан). В качестве модельного соединения выбран 3-нитро-4-метоксибензальдегид, в котором нуклеофугная  $\text{NO}_2$ -группа находится в невыгодном положении по отношению к атаке  $^{18}\text{F}$ -фторида, рис.1.

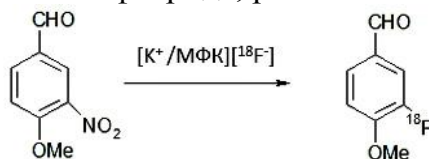


Рис.1 Реакция получения 3-[ $^{18}\text{F}$ ]-фтор-4-метоксибензальдегида

**Методы.**  $^{18}\text{F}$ -фторид получали облучением протонами воды  $\text{H}_2\text{O}[^{18}\text{O}]$  по реакции  $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$  в циклотроне *PETtrace* (GE Healthcare). Реакцию проводили в автоматизированной системе синтеза *Tracerlab FX<sub>N</sub>Pro* (GE Healthcare). Изучали влияние на выход реакции природы растворителя (ДМФА, ДМСО), температуры (140 и 175°C), времени (15-30 мин) и количества реагентов (предшественника и криптана). Определение эффективности радиофторирования осуществляли методом тонкослойной радиохроматографии на силикагелевых пластинках на сканнере *MiniGita* (Raytest) с использованием 2-х подвижных систем:  $\text{AcOEt}/\text{AcOH}/\text{CHCl}_3=4/1/1$  (v/v) и  $\text{AcOEt}/\text{MeOH}/\text{Et}_3\text{N}=8/1.5/0.5$  (v/v), величина выхода реакции определялась как отношение площади пика, соответствующего продукту, к сумме площадей всех радиоактивных пиков. Идентификацию полученного продукта осуществляли сравнением соответствующего радиоактивного пятна с положением пятна в УФ свете нерадиоактивного «свидетеля».

**Результаты.** К 2.2.2.BB показал бо́льшую эффективность (30%) по сравнению с К 2.2.2 (20%) в реакции радиофторирования предшественника при следующих условиях: ДМФА, 140°C, 30 мин, 5 мг бензальдегида и 20 мг криптана. При времени реакции 15 мин и 150°C в ДМФА оба криптана показали одинаковую эффективность – 12-13 %, при этом в реакциях с К 2.2.2.BB было отмечено меньшее количество радиоактивных примесей. В реакционной смеси в ДМСО (175°C и 15 мин) не было обнаружено целевого продукта при использовании обоих МФК. Работа будет продолжена с использованием других модельных соединений. Данная работа выполнена в лаборатории радиохимии ФГБУН Института мозга человека им. Н.П.Бехтерева РАН, научный руководитель Н.А. Гомзина.



## Переформирование наночастиц диоксида церия в водных растворах

Конюхова А.Д.

Студентка 1-го курса

Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,

факультет наук о материалах, Москва, Россия

anas.konyukhova@yandex.ru

Благодаря своим уникальным физико-химическим свойствам, диоксид церия является одним из наиболее востребованных в современных технологиях материалов, в том числе в нанодисперсном состоянии.  $\text{CeO}_{2-x}$  входит в состав катализаторов, полирующих смесей, УФ-фильтров и т. д. [1]. Такое разнообразие применений, следовательно, массовое производство неизбежно ведёт к попаданию и накоплению диоксида церия в окружающей среде, в частности в составе сточных вод. Кроме того интенсивно развивающейся областью применения диоксида церия является биомедицина, что предполагает его использование в биологических средах [2]. Итак, важным аспектом в применении диоксида церия является вопрос о его поведении в водных растворах, а точнее наблюдение за процессами, происходящими с частицами при старении твердой фазы (возможное изменение размера, морфологии и заряда поверхности наночастиц). Существенное влияние на такие процессы оказывает значение pH суспензии [3]. Таким образом, основной целью данной работы стало исследование процесса переформирования наночастиц  $\text{CeO}_{2-x}$  в водных растворах.

Для синтеза образцов был выбран метод химического осаждения наночастиц из растворов. В качестве исходных реагентов использовался 0,001М или 0,1М водный раствор нитрат церия (III), 0,1М хлорид церия и 3 М раствор аммиака ( $\text{NH}_3 \times \text{H}_2\text{O}$ ). Для изучения влияния концентрации твердой фазы на процесс переформирования, была подготовлена серия образцов с долей свежесаживаемых наночастиц от 0,01 до 1 г/л. В данных образцах устанавливался pH 6÷7 и ионная сила 0,01. Морфология и структурные особенности полученных образцов исследовались с помощью просвечивающей электронной микроскопии высокого разрешения (ПЭМ-ВР) и рентгенофазового анализа (РФА). Агрегативная устойчивость суспензий определялась путем измерения  $\zeta$ -потенциала при различных значениях pH.

По данным РФА, все синтезированные образцы представляют собой кристаллические наночастицы  $\text{CeO}_{2-x}$  со структурой флюорита. При осаждении наночастиц из 0,001М раствора  $\text{Ce}(\text{NO}_3)_3$  были получены образцы со средним размером кристаллитов 2,1 нм, а при использовании 0,1М раствора нитрата их средний размер составлял 5,4 нм. Исходя из экспериментально полученной зависимости  $\zeta$ -потенциала от pH,  $\text{pH}_{\text{ИЭТ}}$  для частиц размером 2,1 нм составил 6,3. Стоит отметить, что по истечении 2 недель контакта твердой фазы (синтезированной из нитрата церия) и раствора со значением pH близким к 7 переформирования не произошло.

### Литература

- 1) Иванов В.К., Щербаков А.Б., Баранчиков А.Е., Козик В.В. *Нанокристаллический диоксид церия: свойства, получение, применение* // Томск: Изд-во Том. ун-та, 2013. С. 280-284.
- 2) Щербаков А.Б., Жолобак Н.М., Иванов В.К., Третьяков Ю.Д., Спивак Н.Я. *Наноматериалы на основе диоксида церия: свойства и перспективы использования в биологии и медицине* // Биотехнология. 2011. Т. 4. № 1. С. 9-28.
- 3) Ji Z., Wang X., Zhang H., Lin S., Meng H., Sun B., George S., Xia T., Nel A.E., Zink J.I. *Designed synthesis of  $\text{CeO}_2$  nanorods and nanowires for studying toxicological effects of high aspect ratio nanomaterials* // ACS Nano. 2012. V. 6. № 6. P. 5366-5380.

# Селективные сорбционные свойства бентонит-кварцевых смесей на основе бентонитовой глины месторождения «Острожанское»

**Короб Д.К.**

*Младший научный сотрудник*

*ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны»*

*НАН Беларуси, Минск, Беларусь*

*E-mail: [363378@inbox.ru](mailto:363378@inbox.ru)*

В настоящее время в Республике Беларусь осуществляется строительство АЭС, в связи с чем особую актуальность приобретает проблема обращения с РАО. В соответствии с проектом Белорусской АЭС, предусматривается сооружение пункта захоронения РАО, сконструированного согласно принципу многобарьерности. Принцип многобарьерности основывается на применении системы физических (естественных и инженерных) барьеров, предотвращающих проникновение радионуклидов в окружающую среду в течение всего срока службы ПЗРО. В настоящее время для создания инженерных барьеров используются неорганические материалы с высоким содержанием глинистой составляющей, обладающие химической, термической и радиационной устойчивостью, а также высокими гидроизоляционными и селективными по отношению к радионуклидам сорбционными свойствами. Наилучшими материалами для создания инженерных барьеров считаются бентонитовые глины и различные смеси на их основе.

В данной работе изучены селективные по отношению к  $^{137}\text{Cs}$  сорбционные свойства лабораторных образцов бентонит-кварцевых смесей различного состава, изготовленных на основе обогащенной бентонитовой глины м. «Острожанское» и кварцевого песка м. «Четверня» (Гомельская обл., Республика Беларусь).

Для исследуемых образцов бентонит-кварцевых смесей экспериментально определены основные показатели селективной по отношению к  $^{137}\text{Cs}$  сорбции (потенциал связывания радиоцезия  $\text{RIP}(\text{K})$ , емкость селективной сорбции  $\text{FES}$ , коэффициент распределения  $\text{K}_\text{d}$ , коэффициент селективности  $\text{K}_\text{с}(\text{Cs}^+/\text{K}^+)$  согласно методикам [1, 2].

На основании результатов исследования определено оптимальное соотношение глинистой и кварцевой составляющих в материалах, пригодных для создания различных типов инженерных барьеров ПЗРО. Для создания противомиграционных барьеров рекомендуется использовать бентонит-кварцевые смеси, содержащие 20% кварцевого песка по массе. В материалах, используемых в качестве подстилающего или покрывающего слоя при создании, реконструкции и консервации ПЗРО, допустимо содержание до 50 % кварцевой составляющей.

## Литература

1. Попов В.Е. Влияние концентрации ионов калия и аммония на селективную сорбцию  $^{137}\text{Cs}$  иллитом и клиноптилолитом // Радиохимия. 2011, Т. 53, № 1. С. 86–90.
2. Степина И.А. Зависимость обменной доли селективно сорбированного  $^{137}\text{Cs}$  в почвах и природных сорбентах от концентрации  $\text{K}^+$  и  $\text{NH}_4^+$  // Почвоведение. 2011. № 6. С. 713–718.

## **Синтез и исследование ураната калия состава $K_2U_6O_{19}$**

***Кострова Е.Л., Чаплиёва К.А.***

*Аспирант, аспирант*

*Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского, химический факультет, Нижний Новгород, Россия*

*E-mail: [kostrova90@inbox.ru](mailto:kostrova90@inbox.ru)*

В данном сообщении приведена методика синтеза ураната калия состава  $K_2U_6O_{19}$ . Установлен химический и функциональный состав данного соединения, определены его кристаллографические характеристики, изучен процесс термораспада, идентифицированы продукты термораспада.

Для синтеза  $K_2U_6O_{19}$  в качестве исходных реагентов использовали растворы ацетата уранила и нитрата калия. Кислотность среды корректировали добавлением раствора КОН (рН 7-6). Смесь растворов помещали в тефлоновый стакан и нагревали в герметичном стальном автоклаве при температуре 200°C в течение 20 ч.

Уранат калия получен в кристаллическом состоянии и, несмотря на проведение синтеза в гидротермальных условиях, не содержит воды в какой-либо форме. Набор рентгенографических максимумов отражения данного соединения содержит весьма интенсивный пик в области малых углов ( $2\theta = 12.86$ ), что может указывать на слоистый тип структуры. Однако сохранение интенсивности этого пика и его положения на оси  $2\theta$  в широком интервале температур 20-700°C включительно свидетельствует в пользу псевдослоистого характера структуры. При температуре выше 700°C исходное соединение подвергается термораспаду с образованием ураната калия  $K_2U_4O_{13}$  и оксида урана (VI)  $UO_3$ .

Для оценки функционального состава  $K_2U_6O_{19}$  проведено ИК- спектроскопическое исследование. Спектр  $K_2U_6O_{19}$  мало информативен и содержит лишь полосу антисимметричных валентных колебаний уранильного фрагмента  $\nu(UO_2^{\delta+})$  при 873  $cm^{-1}$ , указывающую на то, что уран в составе рассматриваемого соединения имеет степень окисления +6. Теоретически разрешенными можно считать колебания  $\nu(KO-H)$  и соответствующие им деформационные колебания  $\delta(KOH)$ . Однако вследствие значительной ионной составляющей связей К-О они в ИК- спектре не активны.

## Сорбция Sr и Cs на оксиде графена

Кузенкова А.С.

Студент

Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,

Факультет наук о материалах, Москва, Россия

E-mail: [Kyznastya@mail.ru](mailto:Kyznastya@mail.ru)

Испытания ядерного оружия, деятельность предприятий ядерного топливного цикла, поступление жидких и твёрдых радиоактивных отходов (РАО) в окружающую среду привели к загрязнению окружающей среды техногенными радионуклидами, в том числе трансурановыми элементами. Поэтому одними из важнейших задач современной ядерной энергетики являются разработка недорогих, простых, эффективных и экологичных методов обращения с РАО и реабилитация уже загрязнённых территорий. В связи с этим в последнее время большое внимание уделяется перспективным углеродным наноматериалам. Среди них выделяется оксид графена (ОГ), который обладает наиболее доступной поверхностью. При делении  $^{235}\text{U}$  образуется наибольшее число продуктов с массовыми числами  $\sim 95$  и  $\sim 134$ . Среди них наибольшую опасность представляют  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ , так как они близки по своим химическим свойствам к кальцию и калию, соответственно, могут их замещать и включаться в биологические цепочки.

Целью работы является исследование сорбционного поведения  $\text{Sr(II)}$  и  $\text{Cs(I)}$  на оксиде графена. Для её выполнения были поставлены следующие задачи: определение pH-зависимостей и механизмов сорбции Sr и Cs на оксиде графена, изучение влияния присутствия конкурирующего катиона в растворе на сорбцию, а также разработка методов обращения с оксидом графена после сорбции радионуклидов.

Было установлено, что стронций преимущественно взаимодействует с оксидом графена по механизму комплексообразования с функциональными группами на поверхности, о чем свидетельствует сильная зависимость сорбции от значения pH. Для цезия зависимость сорбции от pH практически не наблюдалась, в широком интервале pH (2-10) значения сорбции практически не меняются. В то же время, при увеличении ионной силы (при увеличении концентрациях  $\text{NaClO}_4$  в растворе) сорбция значительно уменьшалась. Эти факты говорят о том, что взаимодействие цезия с оксидом графена происходит по механизму ионного обмена.

Было выяснено, что присутствие конкурирующих катионов (Ca и Mg) оказывает значительное влияние на значение сорбции  $\text{Sr}^{2+}$ . Наибольшее влияние оказывает катион  $\text{Ca}^{2+}$ , т.к. он более близок по химическим свойствам к катиону  $\text{Sr}^{2+}$ . При этом присутствие конкурирующих  $\text{K}^+$  и  $\text{Na}^+$  оказывает практически одинаковое влияние на величину сорбции  $\text{Cs}^+$  на оксиде графена.

Одним из методов обращения с отработанным оксидом графена (после сорбции радионуклидов) предполагается отжиг сорбента. В работе был проведён отжиг оксида графена, сорбировавшего  $\text{Sr}^{2+}$  и  $\text{Cs}^+$ , при различных температурах и времени. Для  $\text{Sr}^{2+}$  были выбраны следующие режимы:  $90^\circ\text{C}$  в течение 10 часов,  $250^\circ\text{C}$  в течение 10 часов,  $500^\circ\text{C}$  в течение 10 часов и  $900^\circ\text{C}$  в течение 10 часов. Для  $\text{Cs}^+$  были выбраны следующие режимы:  $90^\circ\text{C}$  в течение 10 часов,  $250^\circ\text{C}$  в течение 10 часов,  $400^\circ\text{C}$  в течение 5 часов,  $400^\circ\text{C}$  в течение 10 часов и  $400^\circ\text{C}$  в течение 48 часов. Полученные образцы были охарактеризованы методом РФА. Было установлено, что в результате отжига происходит заметное уменьшение объема образцов и переход радионуклида в форму соли.

# Анализ базы данных "горячих" частиц Чернобыльского происхождения: размер и выгорание частиц западного следа и остальных направлений.

Кузнецова А.А.

Студентка 2 курса

Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова, факультет наук о материалах

E-mail: [friken1996@mail.ru](mailto:friken1996@mail.ru)

В результате аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС в окружающую среду было выброшено, по некоторым оценкам, около 1,5% исходного топлива из активной зоны. Топливные «горячие частицы» образовывались по двум сценариям с резко различными условиями их образования. Во время первоначального взрыва 26 апреля выброшенные частицы сформировали «узкий западный след». 26-30 апреля, в дни, когда был пожар на воздухе, топливные частицы окислялись и после оседали на севере, северо-востоке и юге от реактора. Исследования топливных частиц, выброшенных в результате взрыва на ядерном реакторе, необходимы для получения информации о разных физических состояниях, размере, транспорте и поведении частиц, по которым может быть сделан вывод о взаимодействии их с окружающей средой.

Прежде, чем изучать сами частицы и физико-химические формы урана в них, мы поставили себе задачу найти различия в частицах разного происхождения (а именно – узкого западного следа и всех прочих направлений), используя базу данных «горячих» частиц Database «The hot particles», которые были отобраны в ближней зоне (и вплоть до 500 км) от 4-го реактора Чернобыльской АЭС, начиная со дня аварии и вплоть до 13,8 лет после аварии. База данных была создана коллективом украинского сельскохозяйственного института радиологии Национальной академии наук Украины в 2001 году. Значительные различия по размеру наблюдаются между топливными частицами первого выброса «Узкого западного следа» (260-270°) и частицами, образовавшимися за счет окисления ядерного топлива и выброшенными в других направлениях.

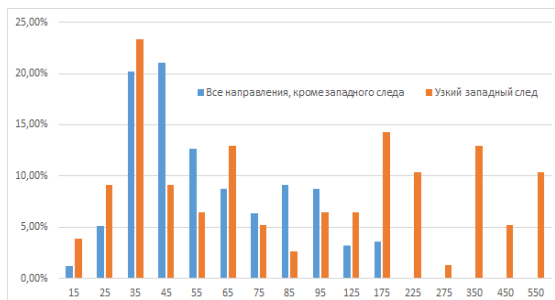


Рисунок 1. Распределение частиц по размерам

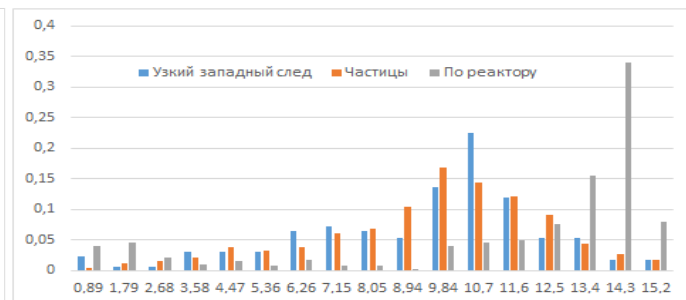


Рисунок 2. Распределение частиц по выгоранию

результате первоначального взрыва произошло диспергирование ядерного топлива на крупные (>20 мкм) топливные частицы, что можно видеть на рисунке 1. Наиболее вероятная глубина выгорания для базового состава топлива – 14 МВт\*сут/кг, тогда как для западного следа и всех остальных направлений она составляет 8-11 МВт\*сут/кг, что видно на рисунке 2. Для расчета выгорания в базе данных «The hot particles» использовалось уравнение  $B = 24,24(4/7) - 1,2$  (где  $B$  – выгорание,  $(4/7)$  – отношение удельных активностей  $Cs^{134}$  и  $Cs^{137}$ ).

Распределение топливных частиц по глубине выгорания свидетельствует о том, что они были выброшены из локальной области реактора, имеющей меньшее выгорание по сравнению со средним выгоранием топлива в 4-м блоке ЧАЭС на момент аварии.

Автор выражает благодарность своему научному руководителю Власовой И.Э.

## Параметры селективной сорбции $^{137}\text{Cs}$ природными и модифицированными алюмосиликатами

***Куляева И.О.\*, Воронина А.В.***

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина,  
г. Екатеринбург, Россия*

*\*E-mail: kio\_kms7003@mail.ru*

Для реализации сорбционного способа реабилитации радиационно-загрязнённых территорий необходимы селективные сорбенты, эффективно поглощающие  $^{137}\text{Cs}$  из почвенных растворов, содержащих элементы-аналоги в более высокой концентрации, чем радионуклиды. Поэтому при разработке новых сорбционных материалов требуется исследование их селективности.

В работе исследовано влияние поверхностного модифицирования ферроцианидом никеля-калия (НКФ) природных алюмосиликатов клиноптилолита и глауконита на параметры селективной сорбции  $^{137}\text{Cs}$ . В качестве параметров селективности использовали потенциал связывания радиоцезия (RIP), ёмкость селективной сорбции (FES) по отношению к статической обменной ёмкости (COE). FES природных и модифицированных алюмосиликатов по отношению к цезию определяли в условиях блокирования не селективных поверхностных сорбционных мест ионами  $\text{Ca}^{2+}$ . Потенциал связывания радиоцезия определяли на фоне KCl с концентрацией 0,0005 моль/л и рассчитывали по формуле.

$$\text{RIP}(\text{K}) = K_d(^{137}\text{Cs}) \cdot [\text{K}^+]$$

Результаты исследования селективности сорбции цезия природными и модифицированными ферроцианидом никеля-калия алюмосиликатами приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Параметры селективной сорбции  $^{137}\text{Cs}$  природными и модифицированными алюмосиликатами

Сорбент	COE, мг/г	FES, мг/г	RIP, ммоль/кг
Природный глауконит	113	14,8	$1,5 \cdot 10^2$
НКФ-глауконит	210	138	$5,3 \cdot 10^3$
Природный клиноптилолит	224	135	$8,4 \cdot 10^3$
НКФ-клиноптилолит	401	136	$6,2 \cdot 10^4$

Полученные результаты показали, что вследствие модифицирования ферроцианидом никеля-калия глауконита увеличивается не только статическая обменная ёмкость по цезию, но и существенно увеличивается ёмкость селективных центров. FES изменяется с 12 до 65% от COE. Для клиноптилолита такого эффекта не отмечено. Наблюдается увеличение COE, но ёмкость селективных центров остаётся сопоставима для природного и модифицированного клиноптилолита. При этом ёмкость селективных центров составила 30-33% от COE. Из результатов, представленных в табл. 1 также очевидно, что модифицирование алюмосиликатов ферроцианидами приводит к возрастанию в 10 раз потенциала связывания радиоцезия.

В природных алюмосиликатах поверхностные сорбционные центры, представленные группами Si–O–H не являются селективными. При поверхностном модифицировании большая часть неселективных сорбционных центров алюмосиликатов, преобразуется в ферроцианидные центры, селективные к цезию. Вследствие чего селективность модифицированных ферроцианидами сорбентов возрастает.



**Меченные фтором-18 замещённые бензальдегиды, предшественники для  
асимметрического синтеза 6-[<sup>18</sup>F]фтор-L-ДОФА, важнейшего ПЭТ радиотрейсера  
класса аминокислот.**

**<sup>1</sup>Ляш Е.В., <sup>2</sup>Орловская В.В.**

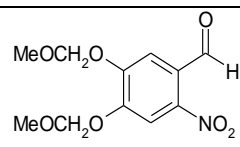
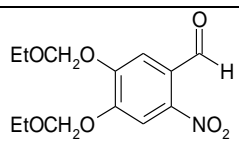
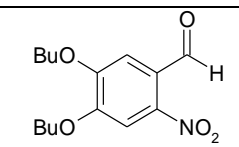
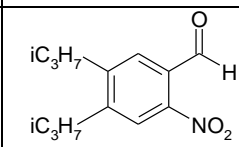
<sup>1</sup>Санкт-Петербургский государственный университет, Санкт-Петербург, Россия;

<sup>2</sup>Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт мозга человека  
им. Н.П. Бехтеревой РАН (ИМЧ РАН), г. Санкт-Петербург, Россия

Студент 6 курса СПбГУ

E-mail: [katjaljash@mail.ru](mailto:katjaljash@mail.ru)

Позитронная эмиссионная томография (ПЭТ) - метод ядерной медицины, основанный на использовании радиотрейсеров, в состав которых входят короткоживущие радиоактивные изотопы с позитронным типом распада. Важнейшим радиотрейсером класса ароматических аминокислот, меченных фтором-18 ( $T_{1/2} = 110$  мин), является 6-[<sup>18</sup>F]фтор-L-ДОФА, широко применяемая в диагностике болезни Паркинсона, глиом, нейроэндокринных и других опухолей<sup>1</sup>. Для получения 6-[<sup>18</sup>F]фтор-L-ДОФА в ИМЧ РАН был разработан асимметрический метод<sup>2</sup>, основанный на алкилировании хирального комплекса Ni-(R)-BPV-Gly, меченного <sup>18</sup>F-фторбензилгалогенидом. Последний получают в три стадии, начиная с введения <sup>18</sup>F в молекулу предшественника (замещенного бензальдегида - БЗ) реакцией нуклеофильного фторирования [<sup>18</sup>F]фторидом. Гидроксильные группы в БЗ должны быть защищены; в качестве защитных групп традиционно применяют метилendiокси- или 4,5-диметокси-группы, удаление которых требует использования агрессивных реагентов (57% HI, 180-200°C, 20 мин)<sup>1,2</sup>, что создает проблемы для автоматизации процесса синтеза. Цель настоящей работы заключалась в синтезе и подборе БЗ с легко удаляемыми защитными группами при условии эффективного радиофторирования выбранного бензальдегида.

Структурная формула бензальдегида				
I	II	III	IV	V
				
Эффективность <sup>18</sup> F-фторирования (по данным радиоТСХ)				
25-69 (n=20)	79-90 (n=6)	75-80 (n=20)	92,97 (n=2)	79,87 (n=2)
Условия снятия защиты				
3N HCl, 120°C	3N HCl, 120°C	Снять не удалось	57 % HI, 130°C	57 % HI, 160°C

Было показано, что из пяти полученных и исследованных БЗ в одинаковых условиях радиофторирования ([K/K222]<sup>18</sup>F, DMF, 150°C, 10 мин) лишь для соединения II обеспечивается как высокий выход радиофторирования, так и удаление защитных групп в мягких условиях, что имеет принципиальное значение в автоматизации синтеза данного радиотрейсера. Работа выполнена в лаборатории радиохимии ИМЧ РАН, руководитель Красикова Р.Н.

<sup>1</sup>Федорова О.С. и др. Изв. АН сер. хим. 2014; 5: 1169-1177; <sup>2</sup>Krasikova R. et al. Nucl. Med. Biol. 2004; 31: 597-603;

# Возможности фотоядерных методов для получения медицинского радионуклида $^{195m}\text{Pt}$

Мадумаров А.Ш.<sup>1,2</sup>

Аспирант

<sup>1</sup>Московский государственный университет им. М.В.Ломоносова, химический факультет,  
Москва, Россия

<sup>2</sup>Лаборатория ядерных реакций им. Г.Н.Флерова, ОИЯИ, Дубна, Россия

E-mail: [alex@madumarov.me](mailto:alex@madumarov.me)

Получение новых радионуклидов для медицины является актуальной задачей. С появлением в медицине нового подхода «тераностика», подразумевающего объединение в одной процедуре диагностики и терапии с применением одного и того же радионуклида, появилась потребность создания новых радиофармпрепаратов.

Радионуклид  $^{195m}\text{Pt}$  ( $T_{1/2} = 4,02$  дня) примечателен подходящими свойствами распада, позволяющими применить к нему указанный подход «тераностика». Его распад сопровождается низкоэнергетическим  $\gamma$ -излучением ( $E_\gamma = 98,9$  кэВ,  $I_\gamma = 11,4\%$ ), а также множественной генерацией Оже-электронов (в среднем 33 электрона на один распад), которые эффективны для обработки поражённой ткани, но не создают дозу облучения здоровых тканей. Кроме того, платиновые комплексы (цисплатин, карбоплатин) применяются в химиотерапии в качестве антиопухолевых агентов. Вместе с тем, методы получения радионуклида  $^{195m}\text{Pt}$  без носителя в достаточных количествах и по разумной цене не столь благоприятны.

Получение  $^{195m}\text{Pt}$  активацией  $^{194}\text{Pt}$  тепловыми нейтронами приводит к продукту с носителем, и, соответственно, с маленькой удельной активностью. Реакция  $^{192}\text{Os}(\alpha, n)^{195m}\text{Pt}$  не находит практического использования ввиду малого сечения, к тому же появляются дополнительные сложности, связанные с подготовкой мишени и ее радиохимической переработкой [1].

В данной работе изучались фотоядерные реакции получения целевого радионуклида:  $^{195}\text{Pt}(\gamma, \gamma')^{195m}\text{Pt}$ ,  $^{196}\text{Pt}(\gamma, n)^{195m}\text{Pt}$ , для чего было проведено облучение серии тестовых образцов, на микротроне МТ-25М в Дубне. Для повышения удельной активности радиоизотопов использовали метод сбора ядер отдачи, основываясь на эффекте Сцилларда-Чалмерса. Для этого готовили мишени, содержащие соединения платины, массой 30 мг в расчете на металл, природного изотопного состава ( $\text{H}_2\text{PtCl}_6$ ,  $\text{PtO}_2$ ) и материал сборника ядер отдачи (криптомелан,  $\text{NaCl}$ ,  $\text{SiO}_2$ ). Разделение компонентов мишени производилось на основе различной растворимости веществ в воде. Для прогнозирования результатов эксперимента были посчитаны пробеги ионов платины в материалах различных видов с помощью программы SRIM, определен выход целевого радионуклида по данному методу.

## Литература

1. Карамян С.А., и др. Оценка методов получения изомера  $^{195m}\text{Pt}$  // Известия РАН, серия физическая, 2014. Т. 78. С. 549.



# Комплексообразование европия азакраун лигандом

**Матазова Е.В.**

студент

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, химический факультет, Москва, Россия

E-mail: [ek.matazova@yandex.ru](mailto:ek.matazova@yandex.ru)

Конъюгаты радионуклидов с пептидами, обеспечивающими адресную доставку к раковым клеткам, являются перспективными радиофармпрепаратами. Одна из их составляющих - хелатор, связывающий ион радионуклида в координационный комплекс. Используемые в настоящее время хелаторы (DOTA, DTPA) обладают высокой термодинамической устойчивостью, но оказываются кинетически неустойчивыми в среде организма (DTPA), либо характеризуются медленной кинетикой связывания катиона (DOTA). В данной работе рассмотрено комплексообразование нового азакраун соединения **L**, структурно схожего с DOTA, но демонстрирующего более быстрое образование комплекса.

DOTA	DTPA	<b>L</b>

В диагностических и терапевтических целях могут быть использованы радионуклиды многих РЗЭ. Они мало отличаются по химическим, в том числе координационным, свойствам. В связи с чем в данной работе для определения комплексообразующей способности **L** по отношению к РЗЭ использовали  $\text{Eu}^{3+}$  с меткой Eu-152. Для определения радиохимической чистоты традиционно используют метод тонкослойной хроматографии (ТСХ). Таким образом, целью данной работы был расчёт константы образования комплекса **EuL**, а также оценка его стабильности в разных средах с помощью ТСХ.

Методом конкурентной сорбции на целлюлозе с использованием радиоактивной метки Eu-152 была рассчитана кажущаяся константа комплексообразования  $\lg K^{\text{app}}(\text{ML}) = 10,1(3)$  при pH 6,5. Полученное значение говорит о том, что комплекс устойчив в водной среде и целесообразно изучить его устойчивость в изотоническом растворе и в сыворотке. Для оценки устойчивости в этих средах были рассмотрены различные элюенты для ТСХ; в качестве неподвижной фазы использовали пластины с силикагелем. Часть элюентов не подошла для нашей системы. Остальные были опробованы с известными хелаторами (DOTA) и конъюгатами с пептидами (DOTATATE) (табл.).

**Таблица.** Результаты ТСХ для разных элюентов.

Система	0,1M $\text{Na}_3\text{cit}/\text{H}_3\text{cit}$ (pH=5,2)	MeCN/MeOH: $\text{H}_2\text{O}$ : $\text{NH}_4\text{OH}$ (1:1:2)	Py: $\text{H}_2\text{O}$ : $\text{C}_2\text{H}_5\text{OH}$ (1:4:2)	MeOH:10% NaOAc (1:1)
Конъюгат $\text{Eu}^{3+}$ с пептидом	$R_f = 0$	$R_f = 1,0$	$R_f = 0,5-0,6$	$R_f = 0,5$
Комплекс EuL	$R_f = 0,6-0,9$	$R_f = 0-0,4$	$R_f = 0,7-1,0$	$R_f = 0,6-1,0$
$\text{Eu}^{3+}$	$R_f = 0,6-0,9$	$R_f = 0$	$R_f = 0$	$R_f = 0$

Было выявлено, что для систем с пептидами наиболее показательны элюенты: 0,1M  $\text{Na}_3\text{cit}/\text{H}_3\text{cit}$  (pH=5,2) и MeCN/MeOH: $\text{H}_2\text{O}$ : $\text{NH}_4\text{OH}$  (1:1:2), а для низкомолекулярных комплексов **ML** - Py: $\text{H}_2\text{O}$ : $\text{C}_2\text{H}_5\text{OH}$  (1:4:2). Была проведена оценка устойчивости комплекса  $^{152}\text{Eu-L}$  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.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РФФИ №16-33-00642.

**Сверхтонкие взаимодействия и локальное окружение мессбауэровских зондовых ионов олова в объеме и на поверхности замещенных ортохромитов гадолиния и гольмия**

**Межуев Е.М.**

Аспирант 2 г/о

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова, факультет наук о материалах, Москва, Россия

[mezhuevdzeco@gmail.com](mailto:mezhuevdzeco@gmail.com)

Выяснение механизмов зарядовой компенсации при гетеровалентных замещениях, применяемых для оптимизации функциональных свойств материалов, является одной из важных задач химии твердого тела. Цель настоящей работы заключалась в выяснении возможностей нового способа диагностики процессов зарядовой компенсации, основанного на анализе мессбауэровских спектров зондовых ионов  $^{119}\text{Sn}$ , на примере изучения ортохромитов состава  $\text{Gd}_{0,8}\text{Sr}_{0,2}\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_3$  и  $\text{Ho}_{0,9}\text{Ca}_{0,1}\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_3$ .

Отжигом прекурсора, полученного цитратным золь-гель методом и содержащего катионы РЗЭ ( $R$ ), ЩЗЭ ( $M$ ),  $\text{Cr}$  и  $\text{Sn}$  в отношении  $(1-x):x:0,997:0,003$ , на воздухе синтезированы однофазные образцы  $R_{1-x}M_x\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_3$  с объемным распределением ионов  $\text{Sn}^{4+}$ ; отжиг прекурсора в атмосфере  $\text{H}_2$  обеспечивает получение однофазных образцов с поверхностной локализацией ионов  $\text{Sn}^{2+(4+)}$ .

При введении в ортохромит 0,3 мол.%  $M^{2+}$ , компенсирующих избыточный заряд  $\text{Sn}^{4+}$  (образцы  $R_{0,997}M_{0,003}\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_3$ ), практически все катионы  $\text{Sn}^{4+}$  находятся в позициях замещения  $\text{Cr}^{3+}$  с полным числом соседних магнитно-активных катионов хрома. При отсутствии добавок  $M^{2+}$  ( $R\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_3$ ) компенсация заряда  $\text{Sn}^{4+}$  происходит за счет образования вакансий хрома ( $3\text{Sn}^{4+} + V_{\text{Cr}^{3+}} \rightarrow 4\text{Cr}^{3+}$ ), приводящих к появлению ассоциатов точечных дефектов.

Особенностью спектров  $^{119}\text{Sn}$  образцов  $R_{1-x}M_x\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_3$  ( $x \gg 0,003$ ) является присутствие в них дополнительного секстета  $H_y$ , отвечающего позиции  $\text{Sn}^{4+}$  с одним отсутствующим соседним ионом  $\text{Cr}^{3+}$ . В окислительной атмосфере для компенсации заряда  $M^{2+}$  образуются ионы  $\text{Cr}^{4+}$  ( $3d^2$ ) и  $\text{Cr}^{6+}$  ( $3d^0$ ) по схеме:  $M^{2+} + \text{Cr}^{4+} \rightarrow 2\text{Cr}^{3+}$ ,  $3\text{Ca}^{2+} + \text{Cr}^{6+} \rightarrow 4\text{Cr}^{3+}$ . Доказательством того, что появление  $H_y$  не было обусловлено ассоциатами  $\{\text{Sn}-\text{O}-\text{Cr}^{6+}\}$  или  $\{\text{Sn}-\text{O}-\text{Cr}^{4+}\}$ , явилось отсутствие кардинальных изменений в спектре зондовых ионов  $^{119}\text{Sn}^{4+}$  после отжига образцов в  $\text{H}_2$ , обеспечивающего, согласно РФЭС, восстановление  $\text{Cr}^{6+}$  и  $\text{Cr}^{4+}$  до  $\text{Cr}^{3+}$ . Показано, что появление  $H_y$  обусловлено вхождением в катионное окружение  $\text{Sn}^{4+}$  другого катиона  $\text{Sn}^{4+}$ , что является начальной стадией формирования кластеров  $\text{MSnO}_3$ . В образцах  $R_{1-x}M_x\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_{3-\delta}$ , которые не содержат (после отжига в  $\text{H}_2$ ) ионов  $\text{Cr}^{4+(6+)}$ , компенсация дефицита заряда происходит за счет образования кислородных вакансий на поверхности кристаллитов.

Отжиг прекурсора в  $\text{H}_2$  приводит к полному восстановлению ионов  $\text{Sn}^{4+}$  и стабилизации образовавшихся катионов  $\text{Sn}^{2+}$  в координационно-ненасыщенных позициях  $\text{Cr}^{3+}$  и  $R^{3+}$  на поверхности кристаллитов. Увеличение доли катионов  $\text{Sn}^{2+}$  на поверхности кристаллитов в случае  $R_{1-x}M_x\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_3$  (по сравнению с незамещенными ортохромитами  $R\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_3$ ) обусловлено вакансиями кислорода, образовавшимися для компенсации дефицита заряда  $M^{2+}$ , и возрастанием удельной поверхности образцов. Изомерный сдвиг спектра  $^{119}\text{Sn}^{2+}$  в  $R_{1-x}M_x\text{Cr}_{0,997}\text{Sn}_{0,003}\text{O}_3$  меньше, чем незамещенным ортохромите, что отражает усиление s-характера НЭП поверхностных катионов  $\text{Sn}^{2+}$  в образцах, содержащих щелочноземельный катион.

Работа поддержана грантом РФФИ (проект № 16-33-00501).

Автор выражает благодарность Асташкину Р.А. за помощь в проведении исследований.

## Экстракционное концентрирование $^{99}\text{Mo}$ с использованием растворов капрингидроксамовой кислоты в спиртах

Наумов А.А., Кудинов А.С.

*младший научный сотрудник, научный сотрудник*

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

*E-mail: naumov@khlopin.ru*

На сегодняшний день наиболее широко используемым способом получения  $^{99}\text{Mo}$  является его выделение из облученных в реакторе U мишеней. В качестве материала мишени используют сплавы или металлокерамику U с Al с обогащением по  $^{235}\text{U}$  от 20 до 90%. После растворения такой мишени  $^{99}\text{Mo}$  выделяют с применением сочетания нескольких различных методов, таких как экстракция, сорбция и сублимация.

Одним из путей растворения U-Al мишени является ее растворение в  $\text{HNO}_3$  в присутствии малых количеств  $\text{Hg}(\text{NO}_3)_2$  и HF. Из образующегося раствора  $^{99}\text{Mo}$  можно выделить экстракционным методом.

Настоящая работа посвящена изучению возможности экстракционного концентрирования  $^{99}\text{Mo}$  из азотнокислых растворов облученных U мишеней с применением в качестве экстрагента спиртовых растворов гидроксамовых кислот на примере капрингидроксамовой кислоты (КГК).

Нами рассмотрено два различных метода: динамический и статический. В первом случае экстракцию Mo проводили раствором 11 ммоль/л КГК в н-октаноле в динамическом режиме. Для этого использовали автоматизированный экстракционный стенд, состоящий из одного 12-ступчатого центробежного экстрактора МЦЭ-30-12, размещенный в боксе Б-17-НЖ. Исходный раствор соответствовал по составу модельному раствору облученного блока Л2-К и содержал 2 моль/л  $\text{HNO}_3$ , 1,2 моль/л Al,  $1,7 \cdot 10^{-2}$  моль/л U,  $5 \cdot 10^{-3}$  моль/л Fe,  $1 \cdot 10^{-3}$  моль/л Hg,  $8,4 \cdot 10^{-5}$  моль/л Mo, а также 1 МБк/л  $^{99}\text{Mo}$  и 5,5 МБк/л  $^{125}\text{I}$ .

Перед проведением экстракции Mo исходный раствор подвергали восстановительной обработке раствором 0,6 моль/л аскорбиновой кислоты с 0,6 моль/л  $\text{N}_2\text{H}_5\text{NO}_3$  для перевода Fe(III) до не экстрагируемого Fe(II). После экстракции Mo, экстракт промывали раствором 2 моль/л  $\text{HNO}_3$ . Затем Mo реэкстрагировали раствором 2,5 моль/л  $\text{H}_2\text{O}_2$  в 2 моль/л  $\text{HNO}_3$ . В ходе опыта Mo был выведен в реэкстракт более чем на 98% и сконцентрирован в 15 раз. Общая продолжительность опыта составила 6 часов. Коэффициент очистки от Al составил  $> 4 \cdot 10^4$ , от Fe  $> 1,3 \cdot 10^3$ , от I  $> 7 \cdot 10^1$ , от U  $\sim 5 \cdot 10^2$ , от Hg  $- 2,5 \cdot 10^3$ .

С целью повышения концентрирования  $^{99}\text{Mo}$  и сокращения длительности процесса, а также снижения прямых потерь при пусках и остановках процесса был проведен опыт в статическом режиме. Исходный раствор содержал 1,2 моль/л  $\text{HNO}_3$ , 1,2 моль/л Al, 0,11 моль/л U,  $5 \cdot 10^{-3}$  моль/л Fe,  $1 \cdot 10^{-3}$  моль/л Hg,  $1,4 \cdot 10^{-4}$  моль/л  $^{239}\text{Pu}$ ,  $3,2 \cdot 10^{-5}$  моль/л Mo, а также 15 МБк/л  $^{99}\text{Mo}$ , 5,2 МБк/л  $^{125}\text{I}$  и 4,1 МБк/л  $^{239}\text{Np}$ .

Перед проведением экстракции Mo исходный раствор также подвергался восстановительной обработке. Экстракцию Mo проводили раствором 27 ммоль/л КГК в 20% н-деканоле с изопаром-М. Экстракт Mo промывали два раза раствором 1 моль/л  $\text{HNO}_3$ . Реэкстракцию Mo проводили раствором 5 моль/л  $\text{HNO}_3$  при температуре 90 °C. В ходе опыта Mo был выведен в два реэкстракта. В первый реэкстракт было выведено  $> 88\%$  Mo с концентрированием по отношению к исходному раствору в 180 раз. Длительность процесса составила 2 часа. Коэффициент очистки от U составил  $1,5 \cdot 10^6$ , от  $^{125}\text{I} \sim 850$ , от  $^{239}\text{Pu} > 10^5$ , от  $^{239}\text{Np} > 10^6$ , от Al  $> 10^6$ , от Fe  $- 4,6 \cdot 10^4$ , от Hg  $\sim 2 \cdot 10^4$ . Во второй реэкстракт Mo был выведен на 8% и сконцентрирован в 16 раз.

Применение капрингидроксамовой кислоты в спиртовых растворах для экстракционного концентрирования  $^{99}\text{Mo}$  из растворов облученных U мишеней в сочетании с другими методами, например, с сублимационным методом возгонки Mo в виде  $\text{MoO}_3$  может позволить довести очистку Mo от примесей до норм, предъявляемых к препаратам медицинского назначения.

## **Биологическая очистка жидких НАО от металлов и нитрат-ионов**

**Осталкевич С.С.<sup>1</sup>, Трегубова В.Е.<sup>2</sup>, Ильин В.А.<sup>2</sup>**

*ведущий инженер (аспирант)*

*e-mail: ostalkevich@mail.ru*

*<sup>1</sup> ФГУП «РАДОН», Москва, <sup>2</sup> ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина РАН, Москва*

Жидкие радиоактивные отходы (ЖРО) на ФГУП «РАДОН» представляют собой многокомпонентные смеси, содержащие макрокомпоненты (нитрат-, сульфат-ионы в концентрации до 100 г/дм<sup>3</sup>), радионуклиды (уран, стронций, цезий и др.), тяжелые металлы (хром, молибден и др.) и органические соединения, что обуславливает ряд сложностей при использовании стандартных физико-химических методов их очистки.

Известно, что биологические методы широко используются для очистки различных типов промышленных стоков от органических соединений, нитрат и сульфат-ионов, тяжелых металлов, за счет ферментативных клеточных процессов денитрификации (используя нитраты в качестве окислителя, в процессах анаэробного дыхания, бактерии способны восстанавливать их до молекулярного азота), сульфатредукции, металлоредукции (использование для дыхания металлов в высших степенях окисления). Эти методы не требуют использования агрессивных реагентов, сравнительно дешевы и просты в реализации.

Цель работы - изучение возможностей биологических методов обработки ЖРО для денитрации и сорбционной очистки от металлов перед их окончательным удалением.

В связи с тем, что средне- и низко-активные отходы представлены щелочными солевыми растворами для работы были выбраны галоалкалофильные бактерии, обитающие в щелочной среде (рН 10). В экспериментах по определению кинетических параметров денитрификации ЖРО использовали культуры микроорганизмов, выделенных из экстремальных мест обитания: из экосистем, загрязненных радионуклидами (полигон "Северный" ГХК, подземные воды в районе бассейна Б-2 ОАО «СХК» и из хранилища пульпы ОАО «СХК»), из высокосолевых щелочных озер Кулундинской степи (Алтайский край) и чистая культура рода *Halomonas*. Штаммы культивировали на модельных растворах ЖРО (составы рассчитывали по реальным партиям ЖРО ФГУП «РАДОН» за 2014 г.).

В представленной работе были проведены исследования взаимодействия микроорганизмов по следующей схеме: 1) восстановление нитратов бактериями; 2) восстановление шестивалентного урана; 3) восстановление нитратов и уранил-иона при одновременном присутствии в среде и 4) восстановление хрома.

В ходе экспериментов было установлено, что в течение 5-7 суток большинство изученных культур эффективно восстанавливали нитрат-, уранил-, хромат-ионы.

Эксперименты, моделирующие биофильтрационную систему показали, что культуры были способны в течении 2,5 месяцев восстанавливать нитрат-ионы до азота при добавлении очередной порции отхода в систему. Таким образом, экспериментально доказана возможность денитрации ЖРО экстремофильными микроорганизмами для перевода растворенных нерадиоактивных нитратов в газообразный азот и выведения их из среды ЖРО.

Культуры также могли существовать в среде с концентрацией нитрат-ионов более 22 г/дм<sup>3</sup>. Компоненты отходов при добавлении органического вещества могут являться окислителями в процессах анаэробного дыхания клеток.

Дальнейшие эксперименты направлены на установление кинетических зависимостей денитрации, отбора наиболее перспективных штаммов и подбора для них оптимальных условий, и разработку системы биофильтра.

*Работа выполнена при поддержке РФФИ (грант № 15-05-08919 А)*

## Выделение $^{230}\text{Pa}$ из облученной ториевой мишени

Остапенко В.С.<sup>1,2</sup>, Синенко И.Л.<sup>3</sup>

Аспирант, студент

<sup>1</sup>Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
химический факультет, Москва, Россия

<sup>2</sup>Институт ядерных исследований Российской академии наук, Троицк, Москва, Россия

<sup>3</sup>Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
Факультет наук о материалах, Москва, Россия

[OstapenkoChem@gmail.com](mailto:OstapenkoChem@gmail.com)

В цепочке распада  $^{230}\text{Pa}$  образуются  $\alpha$ -эмиттеры  $^{230}\text{U}$  ( $T_{1/2}=20,8$  дн.) и  $^{226}\text{Th}$  ( $T_{1/2}=31$  мин.), которые являются перспективным для радионуклидной терапии. Генераторную систему  $^{230}\text{U}/^{226}\text{Th}$  принято сравнивать с  $^{225}\text{Ac}/^{213}\text{Bi}$ .  $^{213}\text{Bi}$  дает всего 1 альфа-частицу с энергией 8,4 МэВ, а в цепочке распада  $^{226}\text{Th}$  образуется 4 альфа-частицы с кумулятивной энергией 27,7 МэВ, что позволяет использовать меньшее количество активности и обеспечивает более эффективное цитотоксическое воздействие на раковые клетки [1]. Дочерние альфа-излучающие радионуклиды  $^{226}\text{Th}$  – короткоживущие и быстро распадаются до долгоживущего  $^{210}\text{Pb}$ . По оценкам авторов работ [2], их диффузия в организме ограничена, в основном, пределами опухоли. Период полураспада  $T_{1/2} (^{230}\text{U}) = 20,8$  дней, а  $T_{1/2} (^{225}\text{Ac}) = 10$  дней [1]. Генератор  $^{230}\text{U}/^{226}\text{Th}$  будет работать вдвое больше. Таким образом, получение материнского  $^{230}\text{Pa}$  является важной задачей.

$^{230}\text{Pa}$  возможно получить, облучая природный торий протонами средних энергий по ядерной реакции  $^{232}\text{Th}(p,3n)^{230}\text{Pa}$ . При этом наряду с  $^{230}\text{Pa}$  образуются различные продукты ядерных реакций деления и скалывания [3], что требует дополнительной очистки.

Фольги металлического Th толщиной от 40-60 мкм и массой от 100 до 300 мг облучали на линейном ускорителе ИЯИ РАН пучком протонов с энергией 110 МэВ с током около 5 мкА. Облученный торий растворяли в смеси 6 М  $\text{HNO}_3$  и 0,004М HF. Выделение  $^{230}\text{Pa}$  осуществляли экстракционными и хроматографическими методами.

$^{230}\text{Pa}$  экстрагировали метилизобутилкетон (МиБК) из растворов HCl разной концентрации в диапазоне от 3 до 7 М HCl. Оптимальной концентрацией HCl для экстракции Pa является 5 М, поскольку он экстрагируется количественно. Однако вместе с  $^{230}\text{Pa}$  в органическую фазу переходят  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{103}\text{Ru}$ ,  $^{126}\text{Sb}$ . Для удаления следов  $^{95}\text{Nb}$  органическую фазу промывали раствором 4%  $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4/5\text{M HCl}$ . Затем Pa реэкстрагировали из органической фазы раствором 8%  $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ , при этом  $^{230}\text{Pa}$  содержал  $^{126}\text{Sb}$ . Для очистки от  $^{126}\text{Sb}$  использовали анионообменную хроматографию на сорбенте AG(1x8) в 3 М HCl.

Таким образом, выделение  $^{230}\text{Pa}$  из облученной ториевой мишени состоит из нескольких этапов: растворение мишени, удаление примесей методами жидкостной экстракции и анионообменной хроматографии. В результате, общий химический выход  $^{230}\text{Pa}$  составил 95 % с содержанием радионуклидных примесей менее 0,5 %.

### Литература

1. A. Morgenstern, O. Lebeda, J. Stursa, F. Bruchertseifer, R. Capote, J. McGinley, G. Rasmussen, M.Sin, B. Zielinska, C. Apostolidis: Production of  $^{230}\text{U}/^{226}\text{Th}$  for Targeted Alpha Therapy via Proton Irradiation of  $^{231}\text{Pa}$  // Anal Chem. 2008, 80. p. 8763-8770.
  2. A. Morgenstern, O. Lebeda, J. Stursa, R. Capote, M.Sin, F. Bruchertseifer, B. Zielinska, C. Apostolidis: Cross sections of the reaction  $^{231}\text{Pa}(d, 3n)^{230}\text{U}$  for the production of  $^{230}\text{U}/^{226}\text{Th}$  for targeted  $\alpha$  therapy // Physical review. 2009, 80 (5). p. 054612.
  3. Б.Л. Жуйков и др. Получение актиния-225 и радия-223 при облучении тория ускоренными протонами // Радиохимия, 2011, Т. 53, №1, С. 66-72.
- Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ (грант № 16-33-00656)



# Совершенствование технологии карбамидной денитрации экстракционных рафинатов урановых производств

**Островский Д. Ю.**

*Аспирант*

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет*

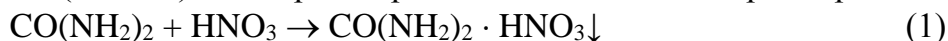
*Физико-технический институт, Томск, Россия*

*E-mail: [dyostrovsky@sibmail.com](mailto:dyostrovsky@sibmail.com)*

Предприятия атомной промышленности, использующие в технологии экстракционного аффинажа урана азотную кислоту, сталкиваются со сложной и, до настоящего момента, нерешенной проблемой денитрации сточных вод. Как правило, используется щелочной агент для нейтрализации кислоты с последующим сбросом нейтрализованных стоков на хвостохранилище, что не обеспечивает экологическую безопасность производства.

Термические методы для возврата  $\text{HNO}_3$  в технологический цикл небезопасны из-за присутствия в экстракционных рафинатах следов экстрагента и растворителя.

Авторами [1] предложен способ безнагревной денитрации, основанный на использовании карбамида в качестве реагента - осадителя азотной кислоты. По реакции (1) происходит связывание  $\text{HNO}_3$  (до 95%) в малорастворимое соединение – нитрат карбамида:



В той же работе предложен способ и аппаратное оформление процесса окисления нитрата карбамида в псевдооживленном слое катализатора. Недостатком метода является непроизводительная потеря нитрата мочевины и образование оксидов азота, что приводит к необходимости их селективного восстановления, т.е. к усложнению технологической схемы.

В данной работе рассматривается конверсия нитрата карбамида в нитрат аммония путем гидролиза, который может протекать по следующим механизмам:



Образующийся в результате гидролиза нитрат аммония с концентрацией 0,9 моля/л можно использовать в качестве десорбирующего агента для сорбционных колонн на Российских и Казахстанских предприятиях подземного выщелачивания урана. Доставку до потребителя нитрата карбамида можно осуществлять в твёрдом виде, а его гидролиз проводить на месте.

Для определения возможности протекания данного процесса была выполнены термодинамические расчёты, которые подтвердили принципиальную осуществимость реакций (2,3). В ходе выполнения экспериментальной части исследовался температурный интервал 110-150°C в автоклавном исполнении при исходной концентрации  $\text{CO}(\text{NH}_2)_2 \cdot \text{HNO}_3$  - 200 г/л.

Установлено, что по реакции (2) при 150°C полный гидролиз нитрата карбамида протекал за 4 часа, а по реакции (3) за 2 часа при 130°C. Возможна рекуперация тепла для подготовки очередной порции нитрата карбамида для гидролиза.

Таким образом, использование нетрадиционного подхода денитрации производственных стоков с последующим использованием продукта гидролиза нитрата карбамида в технологическом цикле позволит решить некоторые экологические и технологические проблемы, стоящие перед предприятиями атомной промышленности.

## Список литературы

1. Ю.В. Островский, Г.М. Заборцев, А.Б. Александров, А.И. Дробяз, С.Ю. Сайфутдинов, А.Л. Хлытин. Способ экстракционного аффинажа урана. Патент РФ № 2295168 от 13.10.2005г.

## Экспериментальное подтверждение термодинамической модели восстановительного растворения нанодисперсного $\text{CeO}_2$

**Плахова Т.В.**

*Аспирант*

*Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,*

*Факультет наук о материалах, Москва, Россия*

*E-mail: [Tatiana.v.plakhova@gmail.com](mailto:Tatiana.v.plakhova@gmail.com)*

Благодаря своим уникальным физико-химическим свойствам диоксид церия является перспективным материалом для применения в современных нанотехнологиях. С другой стороны, свойства наночастиц  $\text{CeO}_{2-x}$  часто применяют для моделирования процессов, связанных с миграцией  $\text{PuO}_{2-x}$  в окружающей среде, что напрямую относится к проблемам экологической безопасности ядерной энергетики. Следовательно, важной задачей является исследование процесса растворения диоксида церия в водных средах. Предполагается, что в области  $\text{pH} < 7$  основной физико-химической формой церия в растворе является трехвалентный церий, поэтому стоит ожидать, что растворение нанокристаллического  $\text{CeO}_2$  в области кислых значений  $\text{pH}$  можно описать с помощью термодинамической модели восстановительного растворения. Однако на сегодняшний день в литературе нет надежных экспериментальных данных подтверждающих это предположение в виду достаточно низкой растворимости диоксида церия. Поэтому, целью работы стало экспериментальное определение зарядового состояния церия в растворе в области  $\text{pH} < 7$ .

Для синтеза образцов нанодисперсного  $\text{CeO}_2$  был выбран метод химического осаждения. В качестве исходных растворов для осаждения наночастиц использовался 0,1М водный раствор нитрата церия (III)  $\text{Ce}(\text{NO}_3)_3$  и 3М раствор аммиака. Морфология и структурные особенности полученных образцов исследовались с помощью просвечивающей электронной микроскопии высокого разрешения (ПЭМВР), рентгенофазового анализа (РФА) и метода малоуглового рентгеновского рассеяния (МУРР). Для определения зарядового состояния церия в суспензиях наночастиц  $\text{CeO}_2$  было установлено значение  $\text{pH}$  от 2,5 до 6. Зарядовое состояние церия определялось в маточном растворе спустя месяц после установления равновесия в системе. Для этого был использован метод стоячих рентгеновских волн на синхротронной станции “Ленгмюр” на ускорительно-накопительном комплексе “Сибирь 2” (НИЦ “Курчатовский институт”). Данный метод позволяет регистрировать XANES спектры  $L_3$  края церия непосредственно с поверхности раствора, предотвращая значительные потери интенсивности флуоресценции церия окружающей средой (водным раствором, стенкой флакона). В качестве стандартов  $\text{Ce(III)}$  и  $\text{Ce(IV)}$  были взяты XANES спектры, полученные с раствора  $\text{Ce}(\text{NO}_3)_3$  и суспензии наночастиц  $\text{CeO}_2$ , соответственно.

По данным РФА и электронной дифракции, образцы, синтезируемые методом химического осаждения, представляют собой монодисперсные кристаллические наночастицы  $\text{CeO}_2$  со структурой флюорита. Средний размер кристаллитов 5,7 нм по данным ПЭМВР и 5 нм по данным МУРР. При сравнении XANES спектров, полученных с образцов при  $\text{pH}$  2,4, 2,9 и 4,1 со спектрами стандартов, удалось установить, что основной формой церия в растворе при данных значениях  $\text{pH}$  является церий трехвалентный. Таким образом, модель восстановительного растворения может быть успешно применена для описания растворимости  $\text{CeO}_2$  в области кислых значений  $\text{pH}$ .

Работа выполнена при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (грант № 16-33-00650 мол\_а).

# Стандартизация метода альфа-трекового анализа для определения энергии альфа-излучения

**Полякова Т.Р.**

*Студентка*

*Московский Государственный Университет имени М.В. Ломоносова,  
химический факультет, Москва, Россия*

*e-mail: [pt-97@yandex.ru](mailto:pt-97@yandex.ru)*

«Горячие» частицы, попадающие в окружающую среду в результате испытаний ядерного оружия, аварий и штатной работы предприятий ядерно-топливного цикла, представляют опасность, так как они содержат альфа-излучающие радионуклиды, наиболее долгоживущие и радиотоксичные. В силу высокой кинетической стабильности «горячие» частицы могут изменять среду обитания: из почвы переходить в аэрозоли, затем попадать в грунтовые и поверхностные воды. Поэтому необходимо проводить мониторинг «горячих» частиц и подобрать при этом неразрушающий метод поиска и анализа частиц. Была поставлена задача: определить энергию альфа-излучения радионуклидов при помощи метода альфа-треков и применить этот анализ к изучению «горячих» частиц.

Традиционным методом анализа альфа-излучения является альфа-спектрометрия. Пробоподготовка к этому виду анализа представляет собой растворение образца, то есть его разрушение, искажение исходных физико-химических форм радионуклидов, что препятствует прогнозу их миграционного поведения.

Альфа-трековая радиография является неразрушающим методом анализа. Объект можно исследовать в пространственном разрешении в отличие от альфа-спектрометрии, где объект анализируется целиком. Из картины, полученной на альфа-трековом детекторе, возможно локализовать участок, где «горячая» частица находится, а так же определить радионуклид, испускающий альфа-частицы. Детектор представляет собой пластину из поликарбоната, чувствительную к альфа-частицам. Вначале на образец накладывается детектор и экспонируется в течение рассчитанного времени. После этого детектор травится 6,25М раствором NaOH 4 часа при температуре 80°C. Альфа-трековое изображение фотографируют с применением оптического микроскопа Olympus BX-51 с программой ImageScoreM, а затем обрабатывают в программе ImageJ. По положению и направлению альфа-треков определяют расположение «горячей» частицы, а по форме ямки травления трека определяют нуклид. Нуклид определяют по диаметру конечного закругления конусовидной ямки травления трека, который напрямую связан с энергией альфа-частицы, образующей трек.

В нашей работе мы проводили стандартизацию метода альфа-треков для установления энергии альфа-излучающих радионуклидов, т.е. для их идентификации в «горячих» частицах. Предварительно были получены альфа-спектры стандартных образцов, приготовленных выкапыванием на подложку соответствующих растворов с последующим высушиванием. Было использовано три стандартных образца: Cm-244 (5805кэВ), Am-241 (5486кэВ), Pu-239 (5157кэВ).

В ходе работы удалось установить энергию альфа-излучателей в отдельной частице или в обособленном участке пробы. Метод применим для анализа «горячих» частиц, а так же альфа-излучателей, распределенных на поверхностях веществ.



# **The effect of radiation damage by fission energy Xe ions on the structure and dissolution of the UO<sub>2</sub> matrix**

**Popel A.J.**

*Research Assistant*

*Department of Materials, Imperial College London, London, UK*

*E-mail: [ap499@cam.ac.uk](mailto:ap499@cam.ac.uk)*

Several countries in the world are considering the direct, geological disposal of spent nuclear fuel. The in-reactor reconstruction of the UO<sub>2</sub> matrix following radiation damage could potentially have a great influence on the stability of the spent nuclear fuel in storage and disposal conditions.

This study concentrates on the effect of radiation damage on the micro-structure and chemistry of the UO<sub>2</sub> matrix and the subsequent effect this has on its aqueous durability.

To our knowledge, the only previous explicit study of the effect of radiation damage on UO<sub>2</sub> dissolution was carried out by Matzke [1]. In this previous study, UO<sub>2</sub> disks were irradiated with 40 keV Kr and an order of magnitude increase in the solubility of the UO<sub>2</sub> compared with an unirradiated reference sample was observed. Here, to simulate the effect of radiation damage, UO<sub>2</sub> disks were irradiated with 92 MeV Xe ions to a fluence of  $4.8 \times 10^{15}$  ions/cm<sup>2</sup>. The irradiated and unirradiated samples have been characterised by a set of analytical techniques before anoxic dissolution tests. The irradiations were carried out without anoxic controls and the X-ray photoelectron spectroscopy (XPS) revealed that irradiation did not alter the degree of hyperstoichiometry imposed by atmospheric oxidation in the UO<sub>2</sub> samples to the depth probed by XPS. X-ray diffraction (XRD), with a greater penetration depth, was able to characterise a reduction in crystallite size following irradiation from ~80 - 100 nm to ~30 - 40 nm with ~0.21 % increase in lattice parameter for the irradiated material. The samples were subjected to a single pass flow through (SPFT) dissolution tests under anoxic conditions ( $\leq 0.1$  O<sub>2</sub> ppm) to discriminate between the dissolution of the atmospherically oxidised layer and the subsequent anoxic dissolution of the underlying layer. It was observed that the irradiated UO<sub>2</sub> showed higher releases of uranium from both SPFT solution concentrations and ‘reactor washout tests’ and also exhibited more complex dissolution curves than their unirradiated counterparts.

The irradiation experiment was performed at Grand Accélérateur National d’Ions Lourds (GANIL) Caen, France, and supported by the French Network EMIR.

The research was performed using EMSL, a DOE Office of Science User Facility sponsored by the Office of Biological and Environmental Research and located at Pacific Northwest National Laboratory.

Thanks are given to Farnan I., Wiestma T.M., Bowden M.E., Qafoku O., Lea A.S., Ilton E.S., Edwards D.J., Heizl Z., Monnet I., Grygiel C.

## **References**

1. Matzke, HJ. (1992), *Journal of Nuclear Materials*, Radiation damage-enhanced dissolution of UO<sub>2</sub> in water, **190**, 101-106.

# **Накопление цезия-137 растениями сосны обыкновенной и черники миртолистной в окрестностях Кольской атомной электростанции**

**Попова М.Б.**

*Студент*

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,  
факультет почвоведения, Москва, Россия*

*E-mail: [marbpop@gmail.com](mailto:marbpop@gmail.com)*

Кольская атомная электростанция, расположенная за Полярным кругом на берегу озера Имандра, является объектом потенциальной радиационной опасности для окружающей природной среды как в районе ее размещения, так и в регионе в целом. В последние годы с активным ресурсно-промышленным освоением Русской Арктики и его еще не оцененными возможными последствиями, одним из наиболее актуальных направлений научных исследований в нашей стране стало изучение арктических экосистем. В связи с этим, изучение хвойных биогеоценозов, находящихся за полярным кругом, представляет большую важность.

Объектами исследования послужили почвы зоны влияния КАЭС и некоторые виды растительности, а именно сосна обыкновенная и черника миртолистная. Почвы были представлены подзолами иллювиально-железистыми, мелкоподзолистыми и карликовыми, песчаными на морене, сформированными под сосняками черничными зеленомошно-лишайниковыми. В ходе работы были заложены 2 пробные площадки в санитарно-защитной зоне (СЗЗ) самой станции и в СЗЗ хранилища сухих слабоактивных отходов (ХССО), 9 – в зоне наблюдения на расстоянии 10 и 15 км от АЭС и 1 фоновая площадка на расстоянии 30 км от станции.

Плотность загрязнения корнеобитаемой толщи (запас в слое 0-30 см) всех исследованных почв не превышает 2443 Бк/м<sup>2</sup>, что существенно ниже установленного контрольного уровня в ~37000 Бк/м<sup>2</sup> (1 Ки/км<sup>2</sup>) и позволяет отнести исследованные участки к территориям с относительно благоприятной ситуацией [1].

Удельные активности ( $A_{уд}$ ) <sup>137</sup>Cs в ветвях черники составили от 25,9 до 87,4 Бк/кг, в ее листьях – от 13,0 до 120,4 Бк/кг.  $A_{уд}$  <sup>137</sup>Cs в ветвях сосны находились в пределах от 9,0 до 26,2 Бк/кг, в ее хвое – от 7,2 до 34,5 Бк/кг.

Коэффициенты накопления (КН) <sup>137</sup>Cs в ветвях сосны составили от 1,72 до 17,08; в ее хвое – от 1,31 до 22,48. КН <sup>137</sup>Cs в ветвях черники были в пределах от 4,72 до 52,22; в ее листьях – от 5,14 до 75,16.

Коэффициенты перехода (КП) <sup>137</sup>Cs в ветви сосны составили от  $0,005 \cdot 10^{-3}$  до  $0,049 \cdot 10^{-3}$  м<sup>2</sup>/кг, в ее хвою – от  $0,004 \cdot 10^{-3}$  до  $0,065 \cdot 10^{-3}$  м<sup>2</sup>/кг. КП <sup>137</sup>Cs в ветви черники составили от  $0,016 \cdot 10^{-3}$  до  $0,151 \cdot 10^{-3}$  м<sup>2</sup>/кг, в ее листья – от  $0,017 \cdot 10^{-3}$  до  $0,218 \cdot 10^{-3}$  м<sup>2</sup>/кг.

Как видно из вышеизложенного, КН и КП <sup>137</sup>Cs в изученных видах растений в этой местности отличаются высокими значениями, превышающими даже КН у этих видов растений на загрязненных территориях в сосняках бруснично-черничных [2].

## **Литература**

1. Критерии оценки экологической обстановки территорий для выявления зон чрезвычайной экологической ситуации и зон экологического бедствия. Методика министерство природных ресурсов РФ (утв. 30 ноября 1992).
2. Е.В. Бордыко, Н.В. Маркелова. Сравнительная характеристика гамма-спектрометрических показателей лекарственных растений из Юго-западного нечерноземья РФ / Учёные записки Орловского государственного университета. Орел, 2011.

# Изучение влияния условий спекания на свойства керамики, полученной методом SPS

Потанина Е.А.<sup>1</sup>, Болдин М.С.<sup>2</sup>, Белкин О.А.<sup>2</sup>

аспирант

<sup>1</sup>Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского  
Национальный исследовательский университет, химический факультет,

<sup>2</sup>Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского,  
Научно-исследовательский физико-технический институт,

Нижний Новгород, Россия

E-mail: [ekaterina.potantina@list.ru](mailto:ekaterina.potantina@list.ru)

При рассмотрении возможных материалов для консолидации высокоактивных отходов от переработки облученного ядерного топлива особого внимания заслуживают минералоподобные керамические матрицы.

В настоящей работе реализовали концепцию от «нанопорошков к высокоплотной керамике» с использованием золь-гель метода для получения порошков и высокоскоростной технологии спекания Spark Plasma Sintering для получения керамик.

Объектами исследований были фосфаты  $\text{Ca}_{0.25}\text{Sr}_{0.25}\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3$  (кристаллической структуры коснарита, тип  $\text{NaZr}_2(\text{PO}_4)_3$ , NZP) и  $\text{NdPO}_4$  (кристаллической структуры монацита). Стронций и неодим являлись имитаторами продуктов ядерного деления, а неодим также являлся аналогом актинидов (3+). Порошковые образцы получали золь-гель методом с использованием нитратов Ca, Sr, Nd, оксихлорида циркония и дигидрофосфата аммония или фосфорной кислоты. Метод SPS реализовали на установке «DR. SINTER model SPS-625 Spark Plasma Sintering System» (SPS SYNTEX INC. Ltd., Япония). 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 образцы кристаллизовались в ожидаемых структурных модификациях NZP и монацита, соответственно.

В процессе спекания порошков провели детальное исследование влияния режимов спекания на характеристики приготовленных керамик. Изменяли скорости нагрева от 50 до 250 °C/мин, прикладываемое давление от 30 до 100 МПа, также момент его приложения (в начале или середине процесса спекания). Стадия изотермической выдержки отсутствовала.

При этом оценивали свойства получаемой керамики: конечную температуру спекания, относительную плотность, сохранение фазового состава.

В ходе работы удалось установить при каких условиях спекания из фосфатов  $\text{Ca}_{0.25}\text{Sr}_{0.25}\text{Zr}_2(\text{PO}_4)_3$  и  $\text{NdPO}_4$  керамика получается более плотной ( $P=70$  МПа,  $V=50$  °C/мин для NZP,  $P=70$  МПа,  $V=100$  °C/мин для монацита). Установлено, что после спекания все образцы сохранили кристаллические структуры исходных порошков. Были достигнуты высокие значения относительной плотности полученных керамик: 82.9 – 99.9 %. Общие времена спекания варьировались от 8 до 17 минут.

Малые времена термической обработки материала, если в его составе присутствуют атомы радиоактивных изотопов будут способствовать снижению риска от выхода их в окружающую среду. А формирование практически беспористого твердого материала обеспечит уменьшение его реакционной поверхности и, следовательно, реакционной способности. Это будет способствовать повышению радиационной и химической устойчивости - важных характеристик отвержденных радиоактивных отходов со структурами NZP и монацита при их изоляции от биосферы.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации (Проект № 11.1036.2014/к). Автор выражает благодарность своему коллеге Волгутову В. Ю.

# **Влияние состава углеродной подложки на эффективность активации трития на катализаторе 5% Pd/C и его введения в органические соединения**

**Разживина И.А.**

*аспирант*

*Московский Государственный Университет имени М.В. Ломоносова, Москва, Россия*

[irina.razjivina@yandex.ru](mailto:irina.razjivina@yandex.ru)

Современные материалы на основе углерода с добавками благородных металлов широко используются в качестве сорбентов для хранения водорода, и их состав и структура имеют существенное влияние на сорбционную емкость. Количество кислорода на поверхности сорбента может оказывать влияние на эффективность адсорбции водорода, его спилловера и взаимодействия с различными веществами. В настоящей работе исследовали влияние предварительной подготовки активированного угля с нанесенным палладиевым катализатором (5% Pd/C) на эффективность перемещения трития с катализатора на полимерные пленки полиамида (ПА), полиэтилена (ПЭ) и полиэтилентерефталата (ПЭТФ) через газовую фазу.

Для проведения реакции трития с полимерными пленками 5 мг катализатора 5% Pd/C помещали на дно стеклянного реакционного сосуда, а пленки длиной 12 см подвешивали вдоль оси реактора на расстоянии от края до катализатора 1 см. В сосуд напускали смесь водорода и трития (9:1) до давления 5,7 Па. Реакцию проводили нагреванием системы до 335 К в течение 25 минут. Затем пленки очищали от лабильного трития выдерживанием в дистиллированной воде от двух до трех недель. Радиоактивность контролировали при помощи цифровой автордиографии на приборе Cyclone Plus с программным обеспечением OptiQuant. В реакцию вводили катализатор без предварительной обработки (1), а также с предварительной обработкой водородом в условиях: 6 Па, 335К, 25 мин (2); 3,5 кПа, 335 К, 25 мин (3); 4 кПа, 410 К, 40 мин (4).

При минимальной предварительной подготовке 5% Pd/C (2) нелабильная радиоактивность всех материалов оказалась в два раза выше, чем при использовании катализатора без обработки. Более длительная подготовка катализатора при 410 К в присутствии водорода (4) приводила к увеличению радиоактивности пленок в 10, 2,5 и 3 раза для ПА, ПЭ и ПЭТФ соответственно. В последнем случае эти величины составили  $1,4 \pm 0,1$ , 0,050 и 0,15 мкКи/см<sup>2</sup>.

Выполнены квантово-химические расчеты при помощи программы HyperChem полуэмпирическим методом PM3 с использованием молекул коронена и окисленного коронена в качестве модельных соединений. Кластеры палладия смоделированы образованиями из пяти атомов. Оказалось, что перемещение с палладия на коронен с включением кислорода по сравнению с неокисленным короненом более энергетически выгодно как для атомов, так и для катионов водорода, что позволяет утверждать об облегчении спилловера водорода на окисленном угле, увеличении сорбционной емкости и повышению эффективности при каталитическом введении трития.

Таким образом показано, что предварительная подготовка катализатора, которая способствует удалению кислородсодержащих групп с поверхности угля, согласно квантово-химическим расчетам затрудняет спилловер трития по поверхности катализатора, но повышает эффективность его транспорта через газовую фазу.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ (проект № 16-33-00589).

## **Радиоактивность окружающей среды зон отселения Брянской области**

***Рожкова А.К., Дуягина Е.В.***

*Студент*

*Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,*

*химический факультет, Москва, Россия*

*E-mail: [rozhkovaak@gmail.com](mailto:rozhkovaak@gmail.com)*

Одна из самых масштабных радиационных катастроф в мире – авария на Чернобыльской АЭС в 1986 г. – привела к радиоактивному загрязнению значительных территорий европейской части Российской Федерации и сопредельных государств. Наиболее интенсивному загрязнению на территории РФ подверглись юго-западные районы Брянской области, в которых до настоящего времени сохраняется уровень загрязнения почвы  $^{137}\text{Cs}$  более 40 Ки/км<sup>2</sup>. Основная активность обусловлена  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ , именно поэтому актуально определение этих радионуклидов в природных объектах Брянской области.

Для определения  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  были отобраны пробы почвы (20 проб), дерна (2 пробы), золы (2 пробы), дров (3 пробы), грибов (13 проб), рыбы (6 проб), молока (5 проб), пшеницы (2 пробы) и ягод (2 пробы) в районе Брянской области вблизи города Новозыбков в зоне проживания с правом на отселение. Образцы молока и рыбы предварительно были высушены и озолены в муфельной печи при 450°C 8 часов. Содержание  $^{137}\text{Cs}$  определялось на гамма-спектрометре GC 3818 (HPGe CANBERRA). Для определения стронция все образцы были вскрыты в концентрированной  $\text{HNO}_3$  4 часа. Были применены различные методы выделения  $^{90}\text{Sr}$  – экстракция с использованием Д2ЭГФК, ТБФ, выжигание органики с помощью  $\text{H}_2\text{O}_2$ , соосаждение Y с  $\text{NH}_3$ . Измерения проводили с использованием ЖС счета (Tri-Carb 2700TR). Характер распределения радиоактивности образца сосны определялся с применением компьютерной радиографии (Cyclone, PerkinElmer). Было установлено, что радиоактивность (преимущественно за счет  $^{137}\text{Cs}$ ) распределена неравномерно, основная часть сконцентрирована в коре растения.

Исследования показали, что наибольшие количества  $^{137}\text{Cs}$  наблюдаются в грибах (до 94052 Бк/кг), дерне (до 29113 Бк/кг), бруснике (до 9975 Бк/кг), дровах (до 6237 Бк/кг), золе (до 4961 Бк/кг) и карасях (до 238 Бк/кг). Малые количества видны в винограде - 43 Бк/кг, пшенице – 95 Бк/кг и молоке - 0,8 Бк/л. В почве удельные активности варьируются от 1,61 до 858 Бк/кг в зависимости от места отбора, так как радиоактивное загрязнение имеет пятнистый характер. Для показателей стронция активности намного ниже: максимальное значение – 46 Бк/кг в пробах грибов, минимальное – 0,01 Бк/кг в пробах молока. Высокие значения наблюдались также в пробах карасей, брусники, золы и дерна (от 5,4 до 63,8 Бк/кг).

Уровни радиоактивного загрязнения почв в 1986 году достигали местами 200 Ки/км<sup>2</sup>. Результаты сегодняшнего дня показали, что количество  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в пробах почвы составляет 2,5 Ки/км<sup>2</sup>, однако территории по-прежнему считаются радиоактивно-загрязненными. Наибольшие показатели цезия и стронция наблюдаются в пробах грибов. Высокое содержание  $^{137}\text{Cs}$ : превышение норм в 100 раз для ягод, в 30 раз для грибов и в 4 раза для рыбы указывает на невозможность употребления в пищу данных продуктов (НРБ-99/2009). Показатели стронция не превышают допустимых уровней. Рекомендуются проводить радиоэкологический мониторинг всех продуктов питания ежесезонно.



## **Изучение сорбции цезия из почвенных растворов природными и модифицированными алюмосиликатами**

**Рябухина В.Г.**

УрФУ, г. Екатеринбург.

[edinaroga@mail.ru](mailto:edinaroga@mail.ru)

Радиоактивное загрязнение местности – один из самых важных экологических факторов при радиационных авариях. В среднесрочной перспективе наибольший вклад в загрязнение местности вносят радионуклиды цезия,  $^{137}\text{Cs}$  и в меньшей степени  $^{134}\text{Cs}$ , поскольку они являются долгоживущими бета-гамма-излучателями с относительно большим выходом при делении урана.

Реабилитация загрязненных радионуклидами почв может осуществляться как за счет естественных процессов, протекающих без вмешательства человека, так и с использованием специальных методов, таких как глубокая запашка, удаление верхнего слоя почвы, внесения калийных удобрений и т.д. В качестве альтернативного метода реабилитации почв сельскохозяйственного назначения на кафедре радиохимии и прикладной экологии УрФУ был предложен метод внесения в загрязненную почву сорбционно-активных добавок, препятствующих переносу цезия из почвы в растения через почвенный раствор. Для данной цели могут быть использованы алюмосиликаты, как природные, так и модифицированные ферроцианидами переходных металлов.

Характеристики сорбентов, определенные по сорбции цезия из пресных вод, не дают возможность адекватно оценить эффективность их использования для реабилитации радиоактивно-загрязненных почв. В данной работе были проведены эксперименты по сорбции цезия природным и поверхностно-модифицированным глауконитом непосредственно из почвенного раствора. Для этого была приготовлена почвенная вытяжка по стандартной методике. Почву заливали дистиллированной водой в соотношении 1 к 5 по массе. Далее раствор оставили на сутки и отфильтровали через фильтр белая лента, чтобы отделить частицы почвы.

На полученных почвенных вытяжках была изучена статика сорбции цезия природным и поверхностно-модифицированным глауконитом. Эксперименты проводили с использованием стабильного цезия и метки  $\text{Cs-137}$ . Объем пробы составлял  $V = 50$  мл, масса сорбента  $m = 30$  мг, время контакта фаз – 1 неделя, концентрация цезия – от  $10^{-6}$  до  $10$  мг/л. Результаты экспериментов показали, что в результате поверхностного модифицирования глауконита коэффициент распределения цезия повышается с  $10^{2,7 \pm 0,5}$  мл/г для природного глауконита до  $10^{4,2 \pm 1,0}$  мл/г для модифицированного.

Таким образом, для реабилитации радиоактивно-загрязненных территорий предпочтительно использовать поверхностно-модифицированный глауконит, поскольку в почвенных растворах он имеет существенно более высокий коэффициент распределения цезия. Кроме того, как было показано в предыдущих исследованиях, для поверхностно-модифицированного глауконита характерны увеличенный рабочий диапазон pH и необратимость сорбции цезия, что также благоприятно отражается на возможности его использования для решения реабилитационных задач.

*Выражаю благодарность научному руководителю Семенищеву Владимиру Сергеевичу за помощь при проведении научно-исследовательской работы.*

# Характеризация Хакасского бентонита, потенциального инженерного барьера при глубинном захоронении высокоактивных отходов

Саранцев А.В.

Студент

Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова, химический факультет, Москва, Россия

E-mail: [alexfm283@mail.ru](mailto:alexfm283@mail.ru)

Для утилизации высокоактивных отходов (ВАО) используется глубокое геологическое захоронение, которое располагают в гранитных породах, а сами остеклованные отходы помещают в металлические канистры и засыпают бентонитовыми глинами. Прежде чем использовать конкретный бентонит, необходимо провести ряд исследований его сорбционной способности по отношению к различным радионуклидам при различных значениях pH, ионной силы и концентрации радионуклидов, а также установить катионную емкость, удельную площадь поверхности и состав бентонитов.

В данной работе был проведен ряд исследований по характеристике Хакасского бентонита, который планируется использовать для засыпки проектируемого хранилища ВАО в Нижнеканском гранитоидном массиве. В ходе работы проводились измерения размеров коллоидных частиц бентонита при различных ионных силах растворов. Суспензии бентонита были изготовлены исходя из концентрации 1г бентонита на 50 мл раствора. Изменение ионной силы раствора обеспечивалось введением в растворы разных концентраций NaCl (0,01M, 0,05M, 0,1M, 1M). В результате проведенных измерений, была получена зависимость размера коллоидных частиц бентонита от ионной силы раствора (рис. 1).

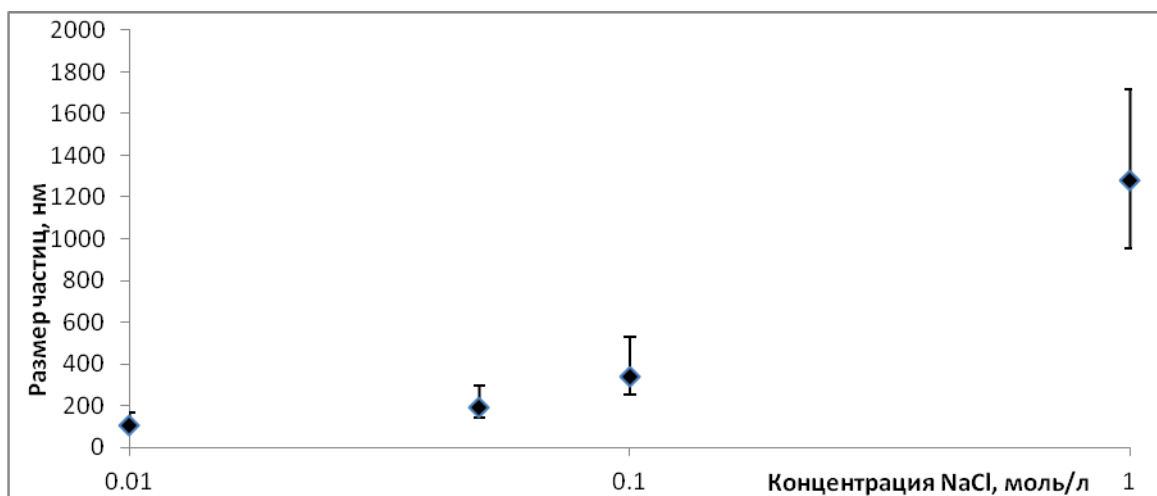


Рис.1. Зависимость размера коллоидных частиц бентонита от ионной силы раствора

Помимо этого, были измерены  $\zeta$ -потенциалы бентонитов в растворах с разной ионной силой. Планируется определение зависимости размера коллоидных частиц бентонита и  $\zeta$ -потенциала от pH раствора, а также установление сорбционных свойств Хакасского бентонита по отношению к Sr(II).

Полученные зависимости характеризуют миграционную способность коллоидных частиц бентонита, а также возможность сорбировать радионуклиды. Исходя из полученных данных, можно сделать вывод, что устойчивость коллоидных частиц с ростом ионной силы раствора снижается. Таким образом, полученные данные позволяют прогнозировать поведение бентонитов, а также сорбирующихся на них радионуклидов в природных условиях.

# Оптимизация условий радиоiodирования N-оксисукцинимидил м-трибутилстанилбензоата (STB)

Семенова А.С.

М.Н.С.

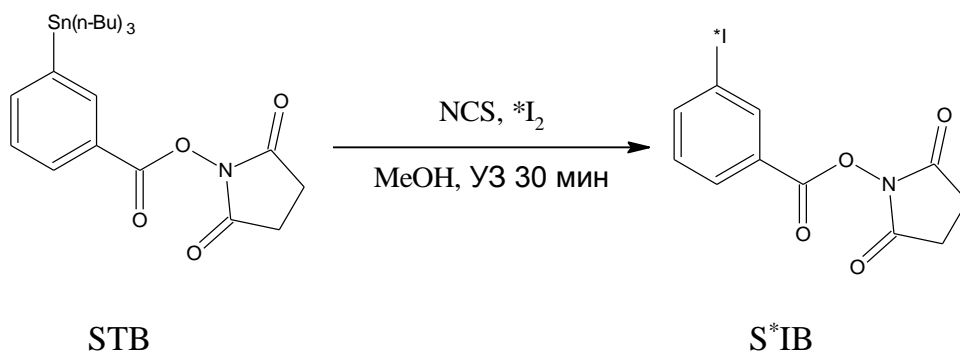
Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
химический факультет, Москва, Россия

E-mail: [annamik88@rambler.ru](mailto:annamik88@rambler.ru)

Одним из перспективных направлений в терапии злокачественных новообразований является разработка методов 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. 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.

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).



## 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 градиент был проведен подбор условий хроматографирования- для быстрого и селективного отделения продукта реакции.

Показано, что для полного протекания реакции достаточно 25 минут перемешивания при использовании в качестве среды ацетонитрила, и 40 минут 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.



# Экстракция Am(III), Cm(III) и лантаноидов в присутствии водорастворимого лиганда – тетраамида 2,3,5,6-пиразинтетракарбоновой кислоты

Согласов И. А., Матвеев П. И.

Студент, аспирант

Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,

Химический факультет, Москва, Россия

E-mail: [IS-3594@yandex.ru](mailto:IS-3594@yandex.ru)

Разделение трехвалентных лантаноидов и актинилов 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 константы кислотности, а также констант связывания Am, Cm и некоторых лантаноидов с тетраамидом 2,3,4,5-пиразинтетракарбоновой кислоты – далее A1 (рис. 1). Определение констант производилось методом потенциометрического титрования, методом конкурентного спектрофотометрического титрования, а также на основании данных экстракционных экспериментов. 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 было показана перспективность применения этого лиганда для разделения актинилов и лантаноидов. Экстракция проводилась в следующих условиях: 1,5:1,5мл орг.фаза : водная фаза. Водная фаза содержала 3 М NaNO<sub>3</sub>, индикаторные количества Eu-152 и Am-241, при концентрациях лиганда A1 0,05-5 мМ. Органическая фаза – 0,05 М лиганда L1 в октанол (рис. 2). На основании полученных результатов были определены коэффициенты распределения и разделения для исследованных металлов.

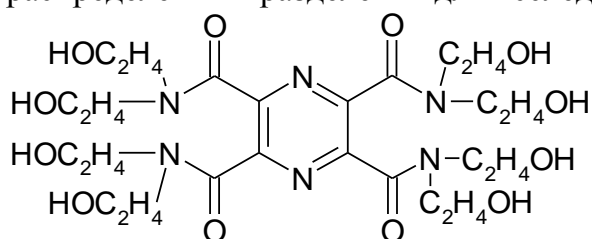


Рис. 1. Лиганд A1.

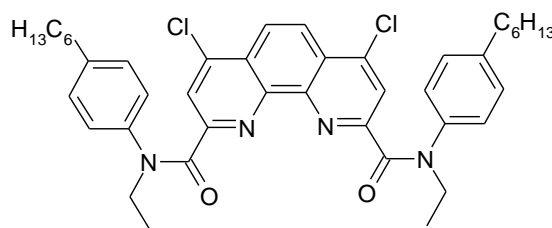


Рис. 2. Лиганд L1.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского Фонда Фундаментальных Исследований (проект 15-03-99646-а).

**Экстракция америция из щелочных сред п-алкилкаликс[8]аренами**  
**Степанова Е.С.<sup>1,3</sup>, Тюпина М.Ю.<sup>1</sup>, Зарипов С.Р.<sup>2,3</sup>**

*Инженер*

<sup>1</sup>*Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург, Россия*

<sup>2</sup>*Казанский (Приволжский) федеральный университет, Россия*

<sup>3</sup>*Озерский технологический институт*

*E-mail: [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. Однако до настоящего времени не были проведены систематические исследования по совместному извлечению радионуклидов из щелочных ВАО.

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 изо-нонильный, которое привело к значительному увеличению растворимости в неполярных и малополярных растворителях. Данный каликсарен впервые 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 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. Исследованные каликс[8]арены являются доступными и перспективными экстрагентами для выделения америция. 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).

## **Оценка безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов**

**Талицкая А.В., Никитин Э.М., Гаратуев Ш.М., Трофимова Ю.В.**

*ФБУ «НТЦ ЯРБ».*

*Email: talitskaya@secnrs.ru*

Решение проблемы безопасной локализации большого количества радиоактивных отходов (РАО), накопленных за время использования атомной энергии, так называемой проблемой «ядерного наследия», требует ввода в эксплуатацию новых пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО).

Безопасность при захоронении РАО заключается в обеспечении надежности систем и процессов по размещению РАО в пункте захоронения и локализации и изоляции РАО с целью недопущения в любой момент времени, в том числе после закрытия ПЗРО, радиоактивного воздействия на человека и окружающую среду сверх установленных нормативно-правовыми актами критериев безопасности.

Для обоснования безопасности ПЗРО и достаточности принятых технических решений по обеспечению безопасности персонала, населения и окружающей среды, с учетом протекающих естественных физических и химических процессов и возможных внешних воздействий в районе размещения ПЗРО, следует проводить оценку безопасности ПЗРО в период эксплуатации и после закрытия.

Проведение оценки безопасности является обязательным требованием при обосновании безопасности захоронения РАО в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии [1-3]. Оценка безопасности должна проводиться на всех этапах жизненного цикла ПЗРО, а именно, на этапе выбора площадки, размещения, проектирования, сооружения, эксплуатации и закрытия ПЗРО и в период после закрытия. В зависимости от этапа жизненного цикла ПЗРО целями проведения оценки безопасности ПЗРО могут являться:

- на этапе размещения (выбора площадки) ПЗРО: разработка концепции захоронения РАО; определение наиболее значимых для безопасности характеристик площадки и планирование дальнейших исследований условий размещения ПЗРО; обоснование пригодности площадки для размещения ПЗРО с учетом природных явлений, процессов и факторов природного и техногенного происхождения, основных путей распространения ионизирующего излучения и радионуклидов и их воздействия на человека и окружающую среду;
- на этапе сооружения (проектирования) ПЗРО: уточнение задания на проектирование ПЗРО с учетом условий размещения ПЗРО; обоснование проектных и технологических решений; оптимизация системы захоронения РАО; разработка и обоснование пределов и условий безопасной эксплуатации и закрытия ПЗРО; разработка и обоснование критериев приемлемости РАО для захоронения;
- на этапе эксплуатации ПЗРО: обоснование текущего уровня безопасности ПЗРО и оценка соответствия ПЗРО установленным критериям безопасности; разработка и обоснование мер, направленных на повышение уровня безопасности работников (персонала), населения и окружающей среды; оптимизация системы радиационного контроля и мониторинга и определение оптимального периода наблюдений; обоснование проектных решений при закрытии ПЗРО;
- на этапе закрытия и после закрытия ПЗРО: подтверждение долговременной безопасности ПЗРО на период потенциальной опасности РАО; обоснование методов, объема и сроков проведения периодического радиационного контроля и мониторинга системы захоронения РАО после его закрытия и их оптимизация.

### **Литература**

1. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности НП-055-14.

- 2.Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения. НП-058-14.  
3.Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности. НП-069-14.

**Получение и исследование порошков и керамик на основе вольфраматов со структурой шеелита**

**Токарев М.Г.<sup>1</sup>, Потанина Е.А.<sup>1</sup>, Болдин М. С.<sup>2</sup>, Белкин О. А.<sup>2</sup>**

*студент*

<sup>1</sup>*Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского  
Национальный исследовательский университет, химический факультет,*

<sup>2</sup>*Нижегородский государственный университет им. Н.И. Лобачевского,  
Научно-исследовательский физико-технический институт,*

*Нижний Новгород, Россия*

*E-mail: tockarev.mikhail2015@yandex.ru*

В настоящее время во многих научных лабораториях мира идут разработки методов консолидации радиоактивных отходов, одним из которых является включение радионуклидов в керамические матрицы на основе минералоподобных соединений самых различных структур. Существует много работ, в которых в качестве базовых используются матрицы на основе фосфатов, силикатов и др., однако не при любых условиях возможно использовать матрицы с такой анионной частью. В качестве альтернативы можно использовать вольфраматы или молибдаты со структурой шеелита. Такие соединения обладают достаточно высокой изоморфной ёмкостью, являются устойчивыми в широком интервале температур, в расплавах хлоридов, под действием воды.

В настоящей работе исследовали соединения со структурой шеелита, включающие в свой состав ЩЗЭ и РЗЭ, с общей формулой  $\text{Na}_x(\text{Ca}, \text{Sr})_{1-2x}\text{Nd}_x\text{WO}_4$ , где  $x = 0, 0.1, 0.2, 0.3, 0.4$ .

Порошковые образцы вольфраматов получали методом соосаждения из водных растворов с последующим фильтрованием осадков и их отжигом при  $T = 800^\circ\text{C}$  в течение 6 - 15 ч.

Керамические образцы синтезировали методом Spark Plasma Sintering (SPS).

Контроль фазового состава полученных порошков и керамик проводили с помощью рентгенофазового анализ (РФА) на порошковом дифрактометре Shimadzu LabX XRD-6000. Плотность керамических образцов измеряли методом гидростатического взвешивания в дистиллированной воде при помощи весов Sartorius CPA.

Относительная плотность керамических образцов составила 99.4 – 102.9 %, температуры спекания находятся в интервале  $830 - 1060^\circ\text{C}$ , стадия изотермической выдержки отсутствовала, общее время спекания не превышало 18 мин. Согласно данным РФА после спекания имело место частичное разрушение исходной структуры Sr-содержащих образцов, Ca-содержащие образцы сохраняли свой фазовый состав. Исследования температурной устойчивости также показали, что порошковые соединения со Sr начинали разрушаться при  $1000^\circ\text{C}$  (но незначительно), в то время как образцы с Ca сохраняли свой фазовый состав и после  $1200^\circ\text{C}$  (согласно данным РФА).

В настоящее время проводится оптимизация условий спекания Sr-содержащих соединений.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации (Проект № 11.1036.2014/k).

# Извлечение цезия-137 из морской воды с использованием резорцинформальдегидной ионообменной смолы

Токарь Э.А.

Студент - магистрант

Дальневосточный Федеральный университет

Школа естественных наук (факультет химии), Владивосток, Россия

e-mail: [d.edd@mail.ru](mailto:d.edd@mail.ru)

В процессе мониторинга морских акваторий на содержание радионуклида цезия-137 проводится его извлечение и концентрирование. Сорбционные методы концентрирования наиболее доступны, но требуют применения материалов с высокой селективностью (La Rosa, 2004). Для концентрирования цезия-137 из морской воды может быть использована резорцинформальдегидная смола с высокой селективностью (Samanta, 1995), которая легко регенерируется растворами сильных кислот в отличие от ферроцианидных сорбентов (Mann, 1984). Однако данные по использованию резорцинформальдегидной смолы для извлечения и концентрирования цезия-137 из морской воды в литературе практически отсутствуют.

В работе использована резорцинформальдегидная смола резольного типа в  $\text{Na}^+$ -форме, предварительно отвержденная при температуре 210 °C. Сорбционно-селективные характеристики ионообменной смолы в морской воде оценивали с использованием метки цезия-137.

Определено, что в морской воде резорцинформальдегидная смола обладает высокой селективностью по отношению к ионам цезия, полученные значения коэффициентов распределения цезия-137 превышают  $10^3 \text{ см}^3 \times \text{г}^{-1}$ . Емкость катионита по отношению к ионам цезия при pH 8.0 составляет 0.7–0.8 мг-экв  $\times \text{г}^{-1}$ . При длительной экспозиции резорцинформальдегидной смолы в морской воде эффективность извлечения цезия-137 сокращается, что, вероятно, связано с конкурирующим действием ионов щелочноземельных металлов. В динамических условиях ресурс резорцинформальдегидной смолы составляет более 700 колоночных объемов с эффективностью извлечения радионуклида более 95 %. Регенерацию резорцинформальдегидной смолы предпочтительно проводить с использованием раствора 1M  $\text{HNO}_3$ .

Проведенные исследования показали, что резорцинформальдегидная смола может быть использована в качестве эффективного селективного сорбента для концентрирования цезия-137 из морской воды при проведении радиоэкологического мониторинга мирового океана.

Настоящая статья подготовлена по результатам исследований, проведенных в рамках проекта Российского Научного Фонда (грант № 14-13-00135).

Автор выражает признательность к.х.н. Егорину А.М. за помощь в подготовке тезисов.

## Литература

1. La Rosa, J.J., Burnett, W., Lee, S.H., Levy, I., Gastaud, J. and Povinec, P.P. (2004), "Separation of actinides, cesium and strontium from marine samples using extraction chromatography and sorbents", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol. 248, No. 3, pp. 765–770.
2. Mann, D. (1984), "In situ chemisorption of radiocesium from seawater", *Marine Chemistry*, Vol. 14, pp. 307–318.
3. Samanta, S.K. and Misra, B.M. (1995), "Ion Exchange Selectivity of a Resorcinol-Formaldehyde Polycondensate Resin for Cesium in Relation to Other Alkali Metal Ions", *Solvent Extraction and Ion Exchange*, Vol. 13, pp. 575–589.

**Изучение очистки расплава электролита LiCl–KCl от цезия с переводом его в минералоподобный керамический продукт**

**Трошин А.Н., Кошкин В.А.**

*Инженер*

*Национальный исследовательский Нижегородский государственный университет  
им. Н.И. Лобачевского, химический факультет, Нижний Новгород, Россия*

*E-mail: [lehanich89@mail.ru](mailto:lehanich89@mail.ru)*

Разрабатываемые в настоящее время реакторы нового поколения, на быстрых нейтронах, предполагают использование при переработке ОЯТ неводных систем, а именно расплавов хлоридов щелочных металлов.

Процессы регенерации топливных нуклидов (пироэлектрохимические, осуществляемые в расплавах хлоридов щелочных элементов) формируют своеобразный тип отходов, содержащих, наряду с Rb и Cs, катионы Li и K. При разработке методов обращения с ВАО технологии пироэлектрохимической переработки отработавшего топлива в расплавах щелочных хлоридов материалы, используемые на стадии регенерации этих расплавов, должны быть устойчивыми к этим расплавам и обладать малой растворимостью в них.

Разрабатываемые в настоящее время варианты очистки расплава, такие как сорбция на цеолитах, зонная кристаллизация и т.д., с последующей стадией остекловывания, обладают недостатками: приводит к уменьшению концентрации извлекаемых радионуклидов в отверждаемой системе, а сам остеклованный продукт является термодинамически нестабильным.

В данной работе исследован способ очистки расплава LiCl–KCl от цезия при помощи процессов с участием ферроцианидов. Исследована кинетика извлечения цезия при  $T = 450$  и  $500$  °C. Достижимая степень очистки расплава составляла не менее 80 %.

На следующем этапе изучены химические процессы перевода полученного осадка в устойчивую форму для изоляции от биосферы. Был использован минералоподобный материал со структурой поллуцита  $\text{Cs}[\text{Mg}(\text{Al}, \text{Fe})_{0.5}\text{P}_{1.5}\text{O}_6]$ . Полученный фосфорсодержащий продукт содержал до 42 масс. % Cs и образовывался при более низкой температуре, чем кремнийсодержащий аналог  $\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$ . Определены оптимальные условия осуществления такой операции и изучены свойства образующегося порошка продукта, такие как поведение при нагревании, в т.ч. тепловое расширение, методами дифференциального термического анализа и высокотемпературной рентгенографии.

На основе полученных порошков приготовили керамику методом высокоскоростного электроимпульсного спекания (Spark Plasma Sintering). Данный метод позволяет получать материалы с высокой относительной плотностью за малые промежутки времени, что является крайне важным при работе с ВАО. Относительные плотности приготовленной керамики достигали значений до 99 %. Продолжительность спекания не превышала 10 мин. Были изучены свойства керамики: микротвердость, трещиностойкость, радиационная и гидролитическая устойчивости.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ (Соглашение 11.1036.2014/К от 11.08.2014 г. на выполнение НИР в рамках проектной части государственного задания Министерства образования и науки РФ).



## Изучение поведения фосфатных соединений тория

**Туринская М.В.**

*студент*

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет*

*физико-технический институт, Томск, Россия*

*E-mail: mvt6@tpu.ru*

Ториевые соединения, полученные при переработке руд редкоземельных металлов, являются потенциальными источниками топлива атомной энергетики. В отличие от уран-плутониевых ядерных циклов, в уран-ториевом отсутствует выделение крайне опасного плутония-239 [1].

Пока в промышленности не налажено производство энергии на основе уран-ториевого ядерного цикла, отходы тория складываются в виде концентратов ввиду высокой радиоактивности. Концентраты представляют собой нерастворимые соединения тория, значительную часть которых составляет фосфат тория [2].

Кроме того, данный концентрат содержит часть редкоземельных элементов, попадание которых в ядерное топливо может затупить цепную реакцию из-за высокого значения сечения захвата тепловых нейтронов некоторыми изотопами РЗЭ [3].

Поэтому для использования тория, извлеченного из такого концентрата, в качестве топлива, необходима его тщательная очистка от редкоземельных металлов.

В ходе исследования фосфаты тория переведены в растворимое состояние путем их вскрытия концентрированной ортофосфорной кислотой. Выяснено, что полученные растворимые фосфаты образуют анионные комплексы и могут быть сорбированы на анионитах. Для этого проводился ионный обмен на анионите, в результате которого торий отделен от некоторых РЗЭ. В таблице 1 представлены молярные соотношения элементов на анионите после насыщения.

Таблица 1. Молярные соотношения элементов в исходном растворе и на анионите.

Металл	Исходный раствор, молярн. доли	Анионит Purolite A-400, молярн. доли
La	0,049	0,000
Ce	0,211	0,000
Nd	0,186	0,000
Y	0,295	0,194
Th	0,259	0,806

Торий может быть десорбирован с анионита любой кислотой, не образующей с ним комплексных соединений.

Таким образом торий может быть получен из концентратов и очищен от примесей редкоземельных элементов для дальнейшего выделения и использования в качестве топлива в уран-ториевом ядерном топливном цикле.

Автор выражает благодарность своему научному руководителю, к.т.н., доценту каф. ХТРЭ Шагалову В.В.

### Список использованной литературы

1. Жерин И. И., Амелина Г. Н. Химия тория, урана и плутония. – Томск: Изд-во ТПУ, 2010. – 147 с.
2. Кулифеев В.К., Тарасов В.П., Кропачев А.Н. Комплексное использование сырья и отходов: Переработка техногенных отходов. – М.: Изд. Дом МИСиС, 2009. – 91 с.
3. Петрянов-Соколов И. В., Станцо В. В., Черненко М. Е. Популярная библиотека химических элементов. Т.2 Серебро – нильсборий и далее. – М.: Наука – 1983. – 566 с.

# Пентакарбонилфторид технеция: возможность получения и устойчивость

Тюпина М.Ю., Степанова Е.С.

Научный сотрудник

Радиовый институт им. В.Г. Хлопина, Санкт-Петербург, Россия

E-mail: 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 не известно существует ли  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$  в то время как его рениевый аналог 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  $-23^\circ\text{C}$ . 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 данное соединение представляет собой смешанный комплекс одновалентного технеция -  $[\text{Tc}(\text{CO})_3(\text{OH})_{0.49}\text{F}_{0.51}]_4^*[\text{Tc}(\text{CO})_5(\text{BF}_4)]$ . 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  $1940.5\text{ см}^{-1}$ ) [3]. Установлено, что  $[\text{TcF}(\text{CO})_5]$  декарбонируется в растворе дихлорметана на 13 % и 62 % в течение 1 часа 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  $[\text{Tc}(\text{CO})_3(\text{OH})_{0.49}\text{F}_{0.51}]_4^*[\text{Tc}(\text{CO})_5(\text{BF}_4)]$ .

## Литература

1. T.A. O'Donnell, K.A. Phillips, A.B. 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 Радиовый институт им. В.Г. Хлопина – Санкт-Петербург, 2009. - 51 с.



## Выделение радиоактивной составляющей из отходов переработки титановой руды

Усольцева И.О.

Студент

ФГАОУ ВПО НИ «Томский политехнический университет», Физико-технический институт, Томск, Россия

E-mail: supa57@yandex.ru

Исходный ильменит содержит  $\text{FeTiO}_3$ , а так же различные примеси, в том числе и радиоактивные. После выделения  $\text{TiO}_2$ , основная масса представляет железистую составляющую.

Проблема дальнейшего использования оксида железа в качестве пигмента заключается в том, что  $\text{Fe}_2\text{O}_3$  обладает радиоактивностью. Целью настоящего исследования является выделение радиоактивной части из отходов переработки титановой руды.

В качестве аппарата для разделения продукта переработки на магнитную и не магнитную фракции использовали магнитный сепаратор ЭВС-10/5. Исполнение сепаратора позволяет использовать его в качестве анализатора в лабораторных условиях на предприятиях металлургической и других отраслей промышленности [1].

Провели ряд экспериментов, при каждом опыте брали навеску 20 г. Время эксперимента составило 7-10 минут. Опыт осуществляли при величине намагничивающего тока от 2,5А, 4,5А, 6А, 8,5А, 10А, 11А, 12А. После проведения опыта получали 2 образца. Первый образец – магнитная фракция, которая содержит оксид железа. Второй образец – немагнитная фракция, где концентрируется радиоактивная составляющая.

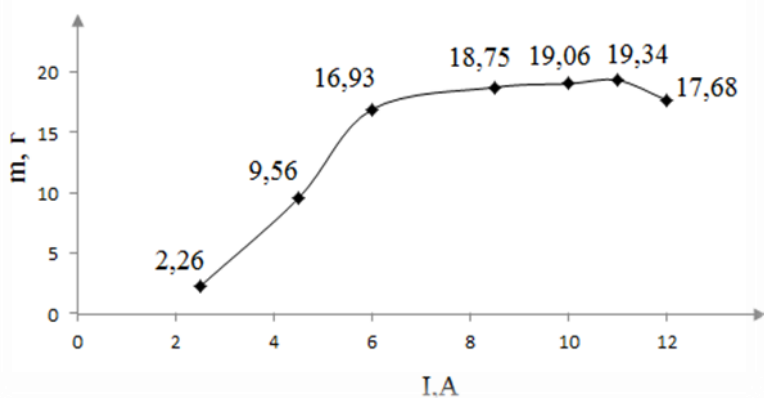


Рисунок 1. Зависимость изменения массы магнитной фракции от силы тока намагничивания

Наиболее эффективное выделение магнитной фракции произошло при силе намагничивающего тока равной 11 А.

Областью дальнейшей работы является проведение исследования полученных образцов на интенсивность гамма-излучения. Принимаем решение о необходимости повторения серии процесса магнитной сепарации.

На основе полученных результатов и исследовании радиоактивности продолжаем работу по выявлению более эффективного способа отделения магнитной фракции, которая представляет собой, в основном,  $\text{Fe}_2\text{O}_3$ .

### Литература

1. Кармазин В. В. Магнитные, электрические и специальные методы обогащения полезных ископаемых. М.: Изд-во Московского гос. горного ун-та. 2005 г.

# Низкотемпературная магний-калий-фосфатная матрица для иммобилизации актинидсодержащих радиоактивных отходов

**Куликова С.А.**

*Младший научный сотрудник*

*ФГБУН Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН,  
лаборатория радиохимии, Москва, Россия*

*e-mail: [kulikova.sveta92@mail.ru](mailto:kulikova.sveta92@mail.ru)*

Интенсивное развитие атомной энергетики России и других стран мира невозможно без решения проблемы обращения с РАО, которые образуются в результате деятельности предприятий отрасли и представляют серьезную экологическую опасность. В настоящее время перед длительным контролируемым хранением или захоронением РАО рекомендуется переводить в отвержденные формы, обеспечивающие максимальную радиоэкологическую безопасность для окружающей среды. В зависимости от вида и радиотоксичности РАО для их кондиционирования в промышленности используют технологии остекловывания, цементирования, битумирования и включения в полимерные матрицы. При этом продолжается поиск эффективных матричных материалов для кондиционирования РАО, обращение с которыми стандартными методами может быть неэффективно или иногда невозможно. Материалы должны обеспечить невозможность попадания высокотоксичных долгоживущих радионуклидов, прежде всего актинидов, в окружающую среду. Эффективность кондиционирования актинидсодержащих отходов может быть достигнута при использовании получаемой при комнатной температуре (низкотемпературная) фосфатной матрицы на основе  $\text{MgKPO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ , являющейся синтетическим аналогом природного минерала струвита-К [1].

Синтезированы компаунды на основе магний-калий-фосфатной (МКФ) матрицы с имитаторами актинидсодержащих высокосолевых САО (солевой фон 575 г/л). Химическую устойчивость компаундов к выщелачиванию матрицеобразующих элементов и изотопа  $^{152}\text{Eu}$  как имитатора поведения трансплутониевых элементов определяли в соответствии с ГОСТ Р 52126-2003 [2]. Показано, что включение волластонита  $\text{CaSiO}_3$  в состав компаундов приводит к снижению скорости и степени выщелачивания  $^{152}\text{Eu}$  в 4-5 раз: до  $2,63 \cdot 10^{-4}$  г/см<sup>2</sup>·сут и до 0,95 масс.% на 28 сутки, соответственно. Установлено, что компаунды обладают высокой механической прочностью на сжатие (около 20 МПа) и устойчивостью к термическим циклам замораживания/оттаивания (30 циклов в диапазоне -40...+40°C). Таким образом показано, что физико-химические свойства полученных компаундов соответствуют нормативным требованиям, предъявляемым к цементным компаундам [3].

Автор благодарит к.х.н. Винокурову С.Е. (ГЕОХИ РАН) за научное руководство.

## Литература

1. Винокуров С.Е. Иммобилизация радиоактивных отходов в магний-калий-фосфатных матрицах / С.Е. Винокуров, Ю.М. Куляко, Б.Ф. Мясоедов // Российский химический журнал. – 2010. – Т. LIV. № 3. – С. 81-88.
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) №242 от 27.06.2015, Ростехнадзор.

## **Выделение скандия из облученного титана**

**Фуркина Е.Б.**

*Студент*

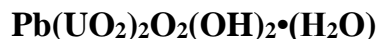
*Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова, химический факультет,  
кафедра радиохимии, Москва, Россия*

*E-mail: [Furkina-k@yandex.ru](mailto: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.

Скандий-47 используется в терапии опухолей внутренних органов, в частности – печени и селезенки. В данной работе рассматривается получение этого радионуклида фотоядерной реакцией  $Ti^{48}(\gamma, p)Sc^{47}$  из природного титана. 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, удастся достичь его полного отделения. Сорбция скандия осуществлялась в азотнокислой среде, десорбция – в солянокислой. Результаты эксперимента контролировались методом гамма-спектрометрии.

# СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ УРАНАТА СВИНЦА(II) СОСТАВА



*Чапליёва К.А., Кострова Е.Л., Нипрук О.В.*

*аспирант, аспирант, профессор*

*Нижегородский государственный университет имени Н.И. Лобачевского, химический факультет, Нижний Новгород, Россия*

*E-mail: [Kseniyachaplieva@yandex.ru](mailto:Kseniyachaplieva@yandex.ru)*

В данной работе получено и исследовано индивидуальное кристаллическое соединение состава  $\text{Pb}(\text{UO}_2)_2\text{O}_2(\text{OH})_2 \cdot (\text{H}_2\text{O})$ . Синтез проводили взаимодействием синтетического скупита  $\text{UO}_3 \cdot n\text{H}_2\text{O}$  с водным раствором нитрата свинца(II) в гидротермальных условиях при  $200^\circ\text{C}$ . Методами химического анализа, рентгенографии, ИК-спектроскопии, термографии, установлен состав и строение данного соединения, изучены процессы дегидратации и термораспада.

Результаты рентгенографических измерений показали, что уранат свинца является индивидуальной кристаллической фазой, а наличие интенсивного максимума отражения в области малых углов свидетельствует о реализации слоистого мотива структуры у исследуемого соединения.

ИК-спектроскопическое исследование, проведенное с целью установления функционального состава полученного соединения, показало наличие трех видов колебательных частот: колебания молекулярной  $\text{H}_2\text{O}$ , колебания уранильного фрагмента и колебания урангидроксидных групп  $\text{UOH}$ . Деформационные колебания  $\delta(\text{H}_2\text{O})$  вследствие образования Н-связей несколько смещены от  $1595\text{ см}^{-1}$  в область  $1621\text{ см}^{-1}$ . По этой же причине валентные колебания  $\nu_{\text{as}}$  и  $\nu_{\text{s}}$  не разрешены на составляющие и представлены в спектре широкой интегральной полосой средней интенсивности с максимумом при  $3372\text{ см}^{-1}$ . Наряду с колебаниями молекулярной  $\text{H}_2\text{O}$ , в спектре присутствует плечо при  $3202\text{ см}^{-1}$ , которое может быть отнесено к валентным колебаниям  $\nu(\text{UO-H})$ . В качестве соответствующих им деформационных колебаний  $\delta(\text{UOH})$  в спектре присутствует полоса средней интенсивности при  $1087\text{ см}^{-1}$ . Уранильный фрагмент представлен в спектре полосой  $\nu_{\text{as}} = 833\text{ см}^{-1}$  и  $\nu_{\text{s}} = 740\text{ см}^{-1}$ . Разделение полос на составляющие  $\nu_{\text{as}}$  и  $\nu_{\text{s}}$  является признаком нелинейности либо неравноплечности уранильного фрагмента.

Для оценки состояния и роли  $\text{H}_2\text{O}$  в формировании структуры  $\text{PbO} \cdot 2\text{UO}_3 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  было проведено термографическое исследование в сочетании с методом рентгенографии и ИК-спектроскопии. Первый эндотермический эффект на кривой ДТА, и убыль массы, эквивалентная удалению одной молекулы  $\text{H}_2\text{O}$  в расчете на формульную единицу  $\text{PbO} \cdot 2\text{UO}_3 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  наблюдается при  $155^\circ\text{C}$ . Температура удаления, равная  $155^\circ\text{C}$ , достаточно высока и может указывать на то, что вода удерживается в составе ураната свинца не только Н-связями, но и за счет ее участия в координационном окружении  $\text{Pb(II)}$ . В результате удаления первой молекулы  $\text{H}_2\text{O}$  происходит изменение в ИК-спектре продукта дегидратации  $\text{PbO} \cdot 2\text{UO}_3 \cdot \text{H}_2\text{O}$ . В нем исчезают полосы  $\nu(\text{H}_2\text{O})$  при  $3372\text{ см}^{-1}$  и  $\delta(\text{H}_2\text{O})$  при  $1621\text{ см}^{-1}$ , но сохраняются полосы  $\nu(\text{UO-H})$  при  $3202\text{ см}^{-1}$  и  $\delta(\text{UOH})$  при  $1087\text{ см}^{-1}$ . Такая трансформация спектра может иметь место, если в продукте дегидратации содержатся не молекулы  $\text{H}_2\text{O}$ , а эквивалентное им количество гидроксидных групп  $\text{OH}$ . В этом случае образующееся соединение будет иметь состав  $\text{Pb}(\text{UO}_2)_2\text{O}_2(\text{OH})_2$ . Нагревание соединения  $\text{Pb}(\text{UO}_2)_2\text{O}_2(\text{OH})_2$  выше  $248^\circ\text{C}$  приводит к конденсации гидроксидных групп и химической сшивке противоположащих слоев, с образованием продукта полной дегидратации состава  $\text{Pb}(\text{UO}_2)_2\text{O}_3$ . В ИК-спектре данного соединения присутствует лишь одна полоса при  $926\text{ см}^{-1}$ , относящаяся к колебаниям уранильного фрагмента. Дальнейшее нагревание соединения  $\text{Pb}(\text{UO}_2)_2\text{O}_3$  приводит при  $888^\circ\text{C}$  к эндотермически протекающему распаду до моноураната свинца.

## Гидроксиапатит как перспективный носитель $^{223}\text{Ra}$

Черных Е.В.<sup>1</sup>, Васильев А.Н.<sup>1,2</sup>

Студент, м.н.с.

<sup>1</sup>Московский государственный университет имени М.В.Ломоносова,  
химический факультет, Москва, Россия

<sup>2</sup>Институт ядерных исследований РАН, Москва, Россия

E-mail: [vasiliev@inr.ru](mailto:vasiliev@inr.ru)

Получение и использование  $\alpha$ -излучателей для направленной радиотерапии является весьма актуальной задачей, поскольку пробег  $\alpha$ -частиц в ткани находится на уровне нескольких микрон, а энергия, напротив, очень велика. Кроме самого радионуклида важным аспектом для создания на его основе радиофармпрепарата является наличие подходящего носителя для доставки последнего в очаг поражения.  $^{223}\text{Ra}$  является перспективным  $\alpha$ -эммитером для терапии ряда онкологических заболеваний, он уже применяется для терапии рака костной ткани, рака простаты и костных метастаз. На его основе созданы коммерческие препараты Alpharadin® ( $^{223}\text{RaCl}_2$ ), разработанный компанией Algeta (Норвегия), и Xofigo® (Bayer), однако непосредственное введение хлорида радия в организм неизбежно ведет к потере части препарата и облучению здоровых клеток организма. В настоящей работе в качестве носителя  $^{223}\text{Ra}$  предлагается гидроксиапатит (ГАП) – один из наиболее биосовместимых материалов (неорганический матрикс костной ткани).

Цель данной работы – определение кинетических характеристик и оптимальных условий проведения сорбции радионуклида на различных текстурных формах гидроксиапатита (варьировали размер частиц, их удельную поверхность и порозность), а также обратимость данного процесса в физиологической среде (0,9% раствор NaCl). В качестве сорбента выступали сферические гранулы ГАП (ГАП<sub>сф</sub>), в том числе подвергнутые высокотемпературной обработкой (ГАПТ) и водная суспензия нанокристаллов ГАП. Кроме того,  $^{223}\text{Ra}$  вводился непосредственно в процессе синтеза самого ГАП.

Выявлено, что в условиях эксперимента максимальное извлечение радионуклида из водных растворов достигается при значении pH 5-7 и соотношении твердой/жидкой фаз > 10 мг/мл. ГАПТ радий практически не сорбировал, в то время как гранулы ГАП<sub>сф</sub> за 2 ч извлекают более 80%. При этом в физиологическом растворе десорбция составила 50±5%. Нанокристаллы ГАП уже в первые 10 мин извлекают почти 98% радионуклида, при этом степень десорбции падает до 8±5%. Введение  $^{223}\text{Ra}$  в щелочную среду в процессе синтеза ГАП (pH~12) закономерно приводит почти к 100% извлечению его из раствора. Однако степень десорбции в этом случае оказалась выше (15±5 %), что возможно связано с образованием собственной фазы гидроксида радия и его последующим переходом в раствор. Во всех случаях степень десорбции можно понизить температурной обработкой (800-900°C) сорбента с радионуклидом.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ (проект 16-33-00200 мол\_a).

## Радионуклидная диагностика свойств системы лизоцим – плуроник P123

**Шнитко А.В.**

*аспирант*

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

*E-mail: [alshnit@mail.ru](mailto:alshnit@mail.ru)*

Блоксополимеры, содержащие полиэтиленоксидные звенья, в частности триблоксополимеры пропиленоксида (ПО) и этиленоксида (ЭО) состава  $\text{ЭО}_n\text{ПО}_m\text{ЭО}_n$ , известные как плуроники, широко применяются в качестве стерических стабилизаторов. Благодаря биосовместимости, амфифильности и более низкой токсичности по сравнению с низкомолекулярными ПАВ, эти вещества применяются и в биомедицинских целях: так, например, показано, что плуроники способны ингибировать рост раковых клеток. Однако количественное определение плуроника, связавшегося с клеткой, является сложной задачей, которую можно решить с помощью радиоактивной метки. В качестве радиоактивной метки для таких соединений удобно использовать тритий, а в качестве метода регистрации – жидкостную сцинтилляционную спектрометрию.

В качестве модели липидной мембраны клеток используют межфазную границу между водой и органической жидкостью, а для характеристики гидрофобности веществ – коэффициент распределения между водной и органической фазами. В работе исследовано взаимное влияние лизоцима белка куриного яйца и плуроника P123 при распределении в системе водный раствор – п-ксилол и конкурентной адсорбции на межфазной границе вода – п-ксилол. Исследование проводили с использованием меченных тритием веществ и жидкостной сцинтилляционной спектрометрии в варианте «сцинтиллирующей фазы».

Проводили эксперименты, в которых тритиевая метка содержалась либо в плуронике, либо в лизоциме, при этом второй компонент смеси радиоактивную метку не содержал. Концентрация лизоцима в водном растворе составляла 0,1 мг/мл, концентрацию плуроника меняли от  $1 \times 10^{-7}$  до  $7 \times 10^{-6}$  М. Эксперимент проводили в водных растворах с разной ионной силой (вода, фосфатный буфер 0,01 М и солевой фосфатный буфер 0,16 М).

Коэффициент распределения лизоцима не зависел от ионной силы водного раствора и составлял  $(5,5 \pm 0,5) \times 10^{-4}$ . Адсорбция белка на межфазной границе уменьшалась от 2 до 1,3 мг/м<sup>2</sup> при увеличении ионной силы раствора.

Показано, что коэффициент распределения лизоцима не меняется в присутствии плуроника, а его концентрация в поверхностном слое уменьшается с увеличением концентрации ПАВ. Напротив, адсорбция плуроника не менялась в присутствии белка, а его коэффициент распределения снижался почти в 3 раза.

На основании полученных результатов была предложена схема адсорбции.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ проект МК-4881.2016.3



**Адаптация программного пакета ERICA TOOL для расчета дозовых нагрузок при изучении поведения Sr-90 на биотопе регионального хранилища РАО**  
**Шошина Р.Р.**

*Аспирант*

*НИЯУ МИФИ ИАТЭ, факультет естественных наук, Обнинск, Россия*

*E-mail: regina.rinatovna.m@mail.ru*

В свете развития экоцентрических принципов радиационной безопасности «Интегрированный подход», представленный в программном пакете ERICA TOOL является наиболее развитой и полной методологией оценки воздействия радиации на живую природу по сравнению с более ранними методами и моделями.

При этом, Международная Комиссия по радиологической защите (МКРЗ) сформулировала важный принцип ступенчатого, поэтапного подхода к анализу радиоэкологической ситуации: на первом этапе – проведение предварительного, скринингового, анализа на основе стандартной простой процедуры, не требующей проведения детального обследования; выявление тривиальных ситуаций, не требующих дальнейшего рассмотрения; второй этап – проводится только в случаях превышения контрольных уровней облучения; на втором этапе проводится более детальный анализ с учётом местных особенностей радиоактивного загрязнения экосистем.

В связи с чем, был проведен расчет и анализ мощностей доз с помощью программы ERICA TOOL (приложения программы Tier 2) для радионуклида Sr-90 в исследуемых нами (с 2011 по 2015гг.) компонентах биоты (наземный моллюск, растительность-крапива двудомная) на территории расположения хранилища РАО на севере Калужской области.

Расчеты показали отличие мощностей доз в 2011, 2013, 2015 годах. Так, если в 2011 году диапазон мощностей доз для наземного моллюска составляет 0,03-2,4 мкГр/час, то к 2013 и 2015 году значения колеблются в диапазоне 0,6-9,0 и 0,3-9,0 мкГр/час. Кроме того, оценка мощностей доз для растительности показала различие значений, с таковыми для моллюсков, в меньшую сторону. И диапазоны мощностей доз так же, как и для моллюсков отличались в пределах порядка от  $10^{-2}$  до  $10^1$ : за 2011 год составляли от 0,01 до 3,0 мкГр/ч, за 2013 и 2015 гг. от 0,3 до 7,0 и 0,02 до 3,0 мкГр/ч соответственно.

Скрининговый анализ, проведенный посредством сравнения с мощностями дозы облучения для наземных растений и животных, превышение которого может привести к негативным последствиям для биоты, составило 10 мкГр/ч (0.24 мГр/день или 87.6 мГр/год, предложен в программе ERICA). Что соответствует безопасному уровню воздействия радионуклида Sr-90 на биоту территории расположения хранилища. Однако, некоторые значения, расположены в пределах от 5 до 9 мкГр/ч. При расчете которых, программа предложила более детально рассмотреть скрининг данных величин.

При этом, провели анализ по результатам некоторых альтернативных скрининговых значений мощности дозы облучения (1,7 мкГр/час; 0,1 мГр/сут) для наземных растений и животных, превышение которого, может привести к негативным последствиям для биоты. В результате чего в промежутках с 2011 по 2015 гг. отмечаются мощности доз на некоторых участках, требующие дополнительных, уточняющих исследований. И при этом, полученные результаты по данному скринингу свидетельствуют о необходимости более детального рассмотрения воздействия радионуклида Sr-90 на биоту и о возможности выявления биологического ответа на данный вид загрязнителя.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ (Договор №НК-15-38-20142\15)

**Входной радиационный контроль партии металлолома  
(на примере предприятия в г. Подольск)**

**Щербина Е.А.**

*студентка 4 курса*

*Российский университет дружбы народов*

*Экологический факультет, Москва, Россия*

*E-mail: elizaveta1202@mail.ru*

Потребность промышленности в металле постоянно увеличивается, и переработанный металлолом находит широкое применение на производствах. Однако нередко случаи обнаружения в партиях металлолома радиоактивно загрязнённого металла. Каждый год Роспотребнадзором фиксируется более 100 аварий, связанных с радиационным излучением и больше половины источников обнаруживается именно в металлоломе. Около 70% случаев источником излучения в металлоломе являются природные источники, такие как радий-226, который содержится в трубах. Это свидетельствует о нарушениях и неэффективном дозиметрическом контроле в пунктах приёма металлолома. Особое внимание заслуживают трубы и оборудование нефтегазовой промышленности, так как основная доля отработанного металла сдаётся в утиль как обычный металлолом. Кроме того, фиксируются случаи, когда источники ионизирующего излучения находят в партиях, поступающих из стран СНГ. Кроме того, в 2013 году в городе Электросталь и в 2009 году в городе Подольск были выявлены аварийные ситуации на производстве, когда в переплавляемых партиях металлолома обнаруживались источники ионизирующего излучения. Опираясь на все случаи обнаружения радиоактивного металлолома, возникает необходимость в более тщательном контроле радиационной обстановки в местах сбора, сортировки и переработки металлолома в условиях.

Целью моей работы является освоение методики радиационного контроля металлолома и оценка деятельности компании по заготовке металлолома в городе Подольск с точки зрения радиационной безопасности.

На предприятии будет производиться входной радиационный контроль металлолома с учётом рекомендаций МУК 2.6.1.1087-02 «Радиационный контроль металлолома». Для оценки деятельности компании в области радиационной безопасности нами разработаны следующие критерии: наличие измерительных приборов, включённых в Государственный реестр средств измерений, и свидетельств об их поверке; обустройство специальной площадки для радиационного контроля и помещения для временного хранения загрязнённого металлолома; регистрация регулярных измерений фона и поступающих партий металла в соответствующем журнале; документация для предоставления в Госсанэпидстанцию и заключения лаборатории радиационной безопасности для дальнейшей реализации металлолома.

Соблюдение этих основных требований позволит предотвратить попадание металлических радиоактивных отходов в дальнейший цикл потребления и обезопасить производителя и конечного потребителя от воздействия ионизирующего излучения.

**Список использованной литературы**

- 1) Федеральный закон от 9 января 1996 г. N 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения».
- 2) Новости от 18.04.2013 [http://riamo.ru/east\\_news/20130418/599851949.html](http://riamo.ru/east_news/20130418/599851949.html) (доступ 28.02.2016)



# Теоретическое моделирование комплексообразования в системе металл-хелатор-пептид для трехвалентных f-элементов

**Якушева А.О.**

*Студентка*

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

*E-mail: [angie.chem.msu@gmail.com](mailto:angie.chem.msu@gmail.com)*

Ядерная медицина – направление современной медицины, использующее радиоактивные вещества для диагностики и терапии в различных областях медицины. 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 счёт лиганда, обладающего сродством как к биологической молекуле, так и к иону радионуклида [2].

Наиболее подходящим инструментом для детального изучения явлений с молекулярным 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 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.

Рассматриваемыми лигандами являются соединения из класса азакраун-эфиров, способные образовывать комплексы с f-элементами. 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 комплексов, известных из литературы и полученных экспериментально методом потенциометрического титрования.

Система для моделирования комплекса пептид-хелатор включала в себя пептид, лиганд, молекулы растворителя и ионы натрия и хлора. 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.

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, определены возможные центры образования комплекса.

## Литература

1. S. M. // Cancer Treat. Rev. 2008, vol. 34, no. 1, pp. 13–26.
2. E. W. Price and C. Orvig. // Chem. Soc. Rev. 2014, vol. 43, pp. 260–90.

## Проблемы конверсии производства радионуклида Мо-99 на НОУ

**Черноокая Е.В.<sup>1, 2</sup>**

*Младший научный сотрудник/аспирант  
АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия<sup>1</sup>*

*Димитровградский инженерно-технический институт, филиал национального  
исследовательского ядерного университета «МИФИ», физико-технический факультет, г.  
Димитровград, Россия<sup>2</sup>*

*E-mail: [orip@niiar.ru](mailto:orip@niiar.ru)*

Основная проблема перевода на низкообогащенный уран (НОУ) действующего производства  $^{99}\text{Mo}$ , основанного на облучении мишеней с высокообогащенным ураном (ВОУ), заключается в значительном снижении производительности, поскольку выход  $^{99}\text{Mo}$ , при прочих равных условиях, напрямую зависит от содержания ядер  $^{235}\text{U}$  в мишенях. Частично производительность может быть сохранена оптимизацией конструкции мишени или условий облучения. Однако основной способ компенсации уменьшения доли урана-235 – сохранение количества этого изотопа, т.е. увеличение общей массы урана в мишени.

Существенное увеличение массы урана, в свою очередь, вызывает необходимость изменения технологии переработки облученных мишеней, поскольку существующие технологические решения рассчитаны на конкретное количество перерабатываемого ядерного материала. В наиболее распространенной «щелочной» схеме переработки, предусматривающей растворение мишеней состава  $(\text{UAl}_x\text{-Al})$  в щелочном растворе ( $\text{NaOH}$  или смесь  $\text{NaOH}+\text{NaNO}_3$ ), уран осаждается в виде диураната натрия уже на стадии растворения, а  $^{99}\text{Mo}$  остается в маточном растворе. Эта особенность позволяет рассматривать технологию как малочувствительную к количеству урана в системе, т.е. с химической точки зрения – как легко адаптируемую к увеличению количества урана. В то же время, аппарат-растворитель, используемый для реализации данной технологической операции должен обеспечивать отделение значительного количества уран-содержащего осадка от маточного раствора. Оборудование, предназначенное для реализации этого процесса, рассчитано на конкретное количество перерабатываемого материала и, следовательно, рассчитано на определенный объем отделяемого осадка.

Аналогичные проблемы встречаются в «кислотной» схеме переработке, основанной на извлечении молибдена-99 и очистке от урана и продуктов деления экстракцией из азотнокислых растворов.

По нашему мнению, рациональной альтернативой при переходе к НОУ-мишеням является растворение облученных мишеней в азотной кислоте с последующим прямым извлечением  $^{99}\text{Mo}$  сорбцией на оксиде алюминия.

В докладе проводится анализ вариантов организации технологической схемы переработки и приводятся первичные экспериментальные обоснования предлагаемой схемы.

## Изучение растворения уран-алюминиевых сплавов в азотной кислоте

Маркина А.Ю.<sup>1</sup>, Ротманов К.В.<sup>2</sup>

Студент, старший научный сотрудник

<sup>1</sup>Димитровградский инженерно-технологический институт – филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

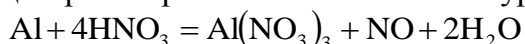
Физико-технический факультет, г.Димитровград, Россия

<sup>2</sup>Акционерное общество «Государственный научный центр-Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

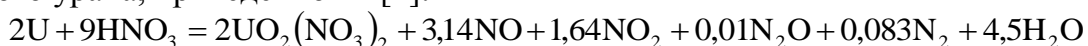
г.Димитровград, Россия

E-mail: [markinaalisa01@mail.ru](mailto:markinaalisa01@mail.ru)

Изучено растворение металлического алюминия и уран-алюминиевого сплава состава 60% масс U - 40% масс Al (или 1 моль Al - 0,17 моль U) в 9 и 10 моль/л HNO<sub>3</sub> при 90-95° С. Установлено, что при растворении алюминия заметно уменьшается кислотность раствора вследствие того, что азотная кислота расходуется на окисление алюминия и уран-алюминиевого сплава. Установлено, что в среднем в условиях проводимого эксперимента на растворение 1 моля алюминия расходуется 4,57 моля азотной кислоты. что достаточно близко к стехиометрии реакции растворения металлического урана, приведенной в [1]:



Показано, что в среднем в условиях проводимого эксперимента на растворение сплава состава 1 моль Al - 0,17 моль U, взятого в количестве, равном числу молей компонентов (67,46 г порошка сплава уран-алюминий) расходуется 5,33 моля азотной кислоты. Высказано предположение, что в сплаве состава 1 моль Al - 0,17 моль U на окисление 0,17 моля U расходуется:  $5,33 - 4,57 = 0,76$  моля азотной кислоты. При пересчете на 1 моль U получено, что на растворение 1 моля U в составе уран-алюминиевого сплава расходуется 4,47 моля азотной кислоты, что достаточно близко к стехиометрии реакции растворения металлического урана, приведенной в [2]:



1. Boeglin A.F., Buckham J.A. The nitric acid dissolution of uranium-aluminium alloy in a flooded continuous dissolver. AEC research and development report. IDO-14321. 96 pages.

2. Laue C. A., Gates-Anderson D., Fitch T. E. Dissolution of metallic uranium and its alloys. Part I. Review of analytical and process-scale metallic uranium dissolution // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, Vol. 261, No. 3, (2004), P.709-717.

## Сорбционное извлечение радионуклида Мо-99 из раствора

Комарова А.В.<sup>2</sup>, Бондарева В.Г.<sup>2</sup>, Черноокая Е.В.<sup>1,2</sup>, Гончарова Г.В.<sup>1</sup>

Студент, студент, младший научный сотрудник/аспирант, ведущий инженер

<sup>1</sup>АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

<sup>2</sup>Димитровградский инженерно-технический институт филиал национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», г. Димитровград, Россия;

E-mail: [orip@niiar.ru](mailto:orip@niiar.ru)

Радионуклид <sup>99</sup>Мо используется для получения <sup>99m</sup>Tc, который используется в медицине при диагностике онкологических и некоторых других заболеваний. <sup>99m</sup>Tc является продуктом β-распада <sup>99</sup>Мо. Известен реакторный способ получения радиоизотопа <sup>99</sup>Мо, основанный на реакции деления <sup>235</sup>U под действием нейтронов. Последующая радиохимическая переработка нацелена на выделение и очистку <sup>99</sup>Мо. Одной из ступеней радиохимической переработки является выделение <sup>99</sup>Мо сорбцией на оксиде алюминия. На полноту извлечения <sup>99</sup>Мо оказывают влияние следующие факторы:

- кислотность раствора
- концентрация алюминия в растворе;
- скорость элюирования растворов;
- присутствие примесей в растворе;
- геометрические параметры колонки.

В рамках настоящей работы проводилось изучение режимов сорбционного выделения <sup>99</sup>Мо из раствора. В докладе приведены первичные экспериментальные оценки влияния кислотности на коэффициент распределения <sup>99</sup>Мо и концентрации алюминия на степень извлечения <sup>99</sup>Мо. Полученные результаты свидетельствуют о малой чувствительности системы к присутствию ионов Al<sup>3+</sup>. В то же время, эффективность сорбции молибдена существенно зависит от кислотности раствора, скорости пропускания раствора через слой сорбента.

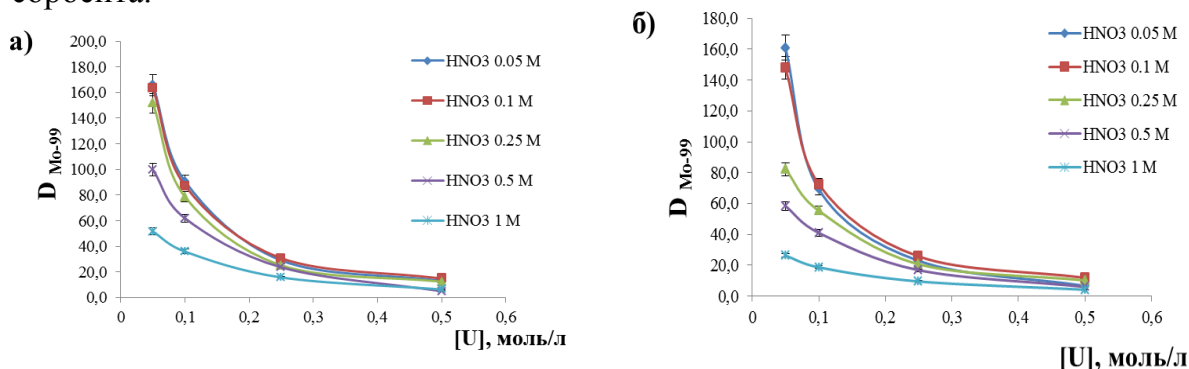


Рисунок – Зависимость коэффициента распределения <sup>99</sup>Мо от концентрации алюминия при различных концентрациях урана и азотной кислоты: а)  $[Al] = 0.1$  моль/л; б)  $[Al] = 0.5$  моль/л

# Изучение магнитного изотопного эффекта в реакциях соединений железа

Боков А.В.<sup>1,2</sup>

Магистр

<sup>1</sup>Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

<sup>2</sup>Московский государственный университет им. М.В.Ломоносова, Москва, Россия

E-mail: [Av.bokov@yandex.ru](mailto:Av.bokov@yandex.ru)

За последние годы появились доказательства существования магнитного изотопного эффекта [1].

В настоящей работе в реакциях окисления изучались образцы порошков и фольг различной толщины, содержащих природное железо состава (%): 5.84 <sup>54</sup>Fe; 91.68 <sup>56</sup>Fe; 2.17 <sup>57</sup>Fe; 0.31 <sup>58</sup>Fe и обогащенных по <sup>57</sup>Fe до 95.1%; 3.0% (<sup>54</sup>Fe + <sup>56</sup>Fe); 1.9% <sup>58</sup>Fe. Примеси других элементов были практически одинаковы для всех образцов.

Исследовались топохимические реакции на поверхности железа при термоокислении на воздухе. Образцами были фольги <sup>57</sup>Fe толщиной 8 мкм, 20 мкм и 0.5 мм. Применялась мессбауэровская спектроскопия конверсионных электронов и трансмиссионная мессбауэровская спектроскопия для изучения поверхности и объема.

Установлено, что образцы фольги толщиной 6,35 мкм из природного железа с течением времени окисляются на воздухе, а образцы фольги <sup>57</sup>Fe остаются неокисленными в течение более 40 лет.

Анализировались также образцы Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> с 2% и 100% содержанием изотопа <sup>57</sup>Fe при восстановлении в токе H<sub>2</sub> при 500 °С. Получены убедительные доказательства существования изотопного эффекта.

Существовавшее до настоящего времени представление об одинаковом поведении окисления и восстановления природного чистого железа и <sup>57</sup>Fe содержащего изотопа опровергаются данными исследованиями. Наличие эффекта различного изотопного содержания может быть обусловлено неодинаковыми спинами магнитных моментов ядер изотопов <sup>57</sup>Fe и <sup>56</sup>Fe, 1/2 и 0 соответственно.

Выражаю свою благодарность проф. Перфильеву Ю.Д. и доц. Куликову Л.А. за помощь в этой работе, которая выполнена при финансовой поддержке РФФИ (проект № 15-08-04881).

## Литература

[1] A.L. Buchachenko, J. Phys. Chem. B, 2013, **117**, 2231-2238

## Авторский указатель

	страница		страница
Рорел А.Л.	65	Казаков С.В.	15
Аверина А.Е.	25	Калиновский А.К.	21
Алексахин Р.М.	9	Киселева М.М.	35, 48
Алешин Г.Ю.	26	Комарова А.В.	92
Андреади Н.Г.	27	Коноплев А.В.	19
Апальков Г.А.	42	Конюхова А.Д.	49
Апалькова Е.В.	42	Короб Д.К.	50
Арефьева Е.С.	28	Кострова Е.Л.	51, 84
Арутюнян Р.В.	11	Кошкин В.А.	78
Баев В.Е.	29	Кременчуцкий Д.А.	47
Белкин О.А.	36, 67, 76	Кудинов А.С.	59
Блинова М.О.	30	Кузенкова А.С.	52
Богданова О.Г.	32	Кузнецова А.А.	53
Бодров А.Ю.	31	Куликова С.А.	82
Боков А.В.	93	Куляева И.О.	54
Болдин М.С.	36, 67, 76	Лелет М.И.	33
Бондарева В.Г.	92	Ляш Е.В.	55
Бородулина М. Л.	33	Мадумаров А.Ш.	56
Бубенщиков В.Б.	34	Маркина А.Ю.	91
Будыка А.К.	21	Матазова Е.В.	57
Бураков Б.Е.	12, 23, 45	Матвеев П. И.	73
Васильев А.Н.	44, 85	Межуев Е.М.	58
Ваулина Д.Д.	35	Насирзадех М.	35
Ветров В.А.	15	Наумов А.А.	59
Власова И.Э.	23	Никитин Э.М.	75
Воронина А.В.	54	Нипрук О.В.	84
Гаратуев Ш.М.	75	Огородников Б.И.	21, 23
Головкина Л.С.	36	Орловская В.В.	55
Гончарова Г.В.	92	Осталкевич С.С.	60
Грачева Н.Н.	37	Остапенко В.С.	28, 61
Гулевич Д.Г.	38	Островский Д. Ю.	62
Гусев И.В.	39	Плахова Т.В.	63
Долгодворов А.П.	40	Полякова Т.Р.	64
Дубосарский В.Г.	41	Попова М.Б.	66
Дурягина Е.В.	69	Потанина Е.А.	67, 76
Евсюкова Ю.А.	41	Пугачев В.Ю.	41
Егорова Б.В.	27	Разживина И. А.	68
Ермилов А.П.	18	Рожкова А.К.	69
Жабин А.Ю.	42	Ротманов К.В.	91
Зарипов С.Р.	74	Рыкунова А.А.	41
Зарубо А.М.	43	Рябухина В.Г.	70
Зобнин В.А.	44	Саранцев А.В.	71
Зубехина Б.Ю.	45	Сахаров Н.В.	36
Ильин В.А.	46, 60	Селиванова А.В.	38
Казаков А.Г.	31	Семенкова А.С.	72

	страница
Синенко И.Л.	28, 61
Смирнов С.И.	42
Согласов И. А.	73
Соловьева Е.И.	38
Степанова Е.С.	74, 80
Талицкая А.В.	75
Таратайко А.И.	38
Токарев М.Г.	76
Токарь Э.А.	77
Трегубова В.Е.	46, 60
Трофимова Ю.В.	75
Трошин А.Н.	78
Туринская М.В.	79
Тюпина М.Ю.	74, 80
Усольцева И.О.	81
Фуркина Е.Б.	83
Хан В.Е.	21
Чаплиёва К.А.	51, 84
Черноокая Е.В.	90, 92
Черных Е.В.	85
Ширяев А.А.	23
Шнитко А.В.	86
Шошина Р.Р.	87
Щербина Е.А.	88
Якушева А.О.	89