

**МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ
ФЕДЕРАЦИИ**
федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования
**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**



**СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ
III МЕЖДУНАРОДНОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ
МОЛОДЫХ УЧЕНЫХ, АСПИРАНТОВ И СТУДЕНТОВ**

**«ИЗОТОПЫ: ТЕХНОЛОГИИ,
МАТЕРИАЛЫ И ПРИМЕНЕНИЕ»**

19-23 сентября 2016 года



**Физико-технический
институт**

ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ

Томск -2016

УДК 621.039.3(063)

ББК 35.364.лО

Изотопы: технологии, материалы и применение:

Материалы III Международной научной конференции молодых ученых, аспирантов и студентов (19-23 сентября 2016 г.) Национальный исследовательский Томский политехнический университет. – Томск: Изд-во Графика, 2016. – 72 с.

Сборник содержит материалы тезисов докладов, участвовавших в конференции, посвященной обобщению опыта исследований и разработок в области технологий получения изотопов, использования соединений заданного изотопного состава в различных отраслях народного хозяйства, а также технологий утилизации и хранения отходов изотопных производств. Материалы сборника представлены в авторской редакции и предназначены читателям, интересующимся тематикой представленных научных направлений.

УДК 621.039.3(063)

ББК 35.364.лО

© ФГАОУ ВО «Томский политехнический университет, 2016

ПРИВЕТСТВИЕ УЧАСТНИКАМ КОНФЕРЕНЦИИ

В этом году кафедра «Техническая физика» Физико-технического института Томского политехнического университета, являющегося одним из ведущих центров подготовки специалистов для атомной промышленности, впервые проводит III Международную конференцию молодых ученых, аспирантов и студентов «Изотопы: технологии, материалы и применение», посвященную проблемам получения различными методами изотопной продукции, диагностики и методов анализа веществ и примесей, создания моноизотопных и изотопномодифицированных материалов, расширения областей использования изотопов, глубокой очистки трудно разделяемых веществ, хранения и утилизации отходов изотопных производств.

Природа дала возможность человеку создать уникальный инструмент для разделения веществ по изотопному составу с высокой разделительной способностью и производительностью. Показана принципиальная возможность разделения изотопов почти всех элементов таблицы Менделеева. Однако путь практической реализации различных технологий разделения изотопов оказался непростым. Главной преградой на пути широкомасштабной практической реализации лазерных методов по-прежнему остается низкая эффективность генерации лазерного излучения. Это обстоятельство в определенной степени способствовало привлечению внимания конференции к другим перспективным методам селекции (например, к селективному ионно-циклотронному резонансному нагреву ионов), а также к «традиционным» методам: электромагнитному, центрифужному, методам ректификации и химического изотопного обмена и ряду других. Важным аспектом в этом плане является повышение энерго- и ресурсоэффективности технологий разделения изотопов и получения соединений с заданным изотопным составом.

Новым направлением является получение моноизотопных, изотопномодифицированных материалов и расширение области их использования. Так, например, в ядерной энергетике используются изотопически обогащенные поглотители нейтронов, интегрированные в топливо и размещаемые в активной зоне реактора для увеличения глубины выгорания топлива без ухудшения его термодинамических и механических свойств, что приводит к более высокой эффективности и безопасности работы реактора.

Развитие физики элементарных частиц, астрофизики, космологии, γ – резонансной спектроскопии требует производства ряда изотопически обогащенных элементов высокой чистоты.

Основной задачей проводимой конференции является обобщение опыта исследований и разработок в области технологий получения изотопов и использования соединений заданного изотопного состава в различных отраслях народного хозяйства. Конференция призвана активизировать развитие науки и атомных производств страны, обеспечить интеграцию усилий работников вузов, НИИ и промышленных предприятий в решении наиболее актуальных проблем ядерной энергетики, укрепить связи образовательных учреждений с предприятиями отрасли, дать возможность публичного обсуждения информации о новых технологиях и научных направлениях, обеспечить продвижение научно-технических разработок в производство и повышение качества подготовки молодых специалистов.

Приглашаем Вас принять активное участие в нашей конференции. Искренне желаем всем участникам конференции интересных дискуссий и предложений, новых встреч и деловых контактов, успехов, научных достижений, счастья и благополучия!

**С уважением, президиум оргкомитета Долматов О.Ю.,
Шаманин И.В.**

ПРОГРАММНЫЙ КОМИТЕТ

Председатель: Дьяченко А.Н., д.т.н., проректор ТПУ по научной работе и инновациям

Члены программного комитета

Казарян М.А. - д.ф.-м.н., профессор, академик НАН Республика Армения, ведущий научный сотрудник ФИАН,

Плеханов В.Г. - д.ф.-м.н., профессор Института физики АН Эстонии

Milan Tichy - prof. Charles University in Prague Faculty of Mathematics and Physics Department of Surface and Plasma Science, Czech Republic

Юхин Ю.М. - д.х.н., профессор, главный научный сотрудник Института химии твердого тела и механохимии СО РАН

Скорынин Г.М. - д.т.н., советник генерального директора АО «ПО «ЭХЗ»

Ильин С.А. - директор завода разделения изотопа АО «СХК»

Власов В.А. - д.ф.-м.н., профессор, член Международной Академии наук высшей школы и Международной Академии авторов научных изобретений и открытий, ректор ФГБОУ ВПО ТГАСУ

Дуйсебаев Б.О. - д.т.н., начальник управления науки АО «НАК «КАЗАТОМПРОМ», Казахстан

ОРГАНИЗАЦИОННЫЙ КОМИТЕТ КОНФЕРЕНЦИИ

Председатель: Долматов О.Ю., директор Физико-технического института ТПУ

Секретарь оргкомитета: Сукотнова В.В.

Члены организационного комитета

Шаманин И.В., д.ф.-м.н., профессор, зав. кафедрой ТФ ФТИ

Орлов А.А., д.т.н., профессор кафедры ТФ ФТИ

Мышкин В.Ф., д.ф.-м.н., профессор кафедры ТФ ФТИ

Вергун А.П., д.ф.-м.н., профессор кафедры ТФ ФТИ

Бутов В.Г., д.ф.-м.н., профессор кафедры ТФ ФТИ

Видяев Д.Г., д.т.н., доцент кафедры ТФ ФТИ

Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент кафедры ТФ ФТИ

Тимченко С.Н., к.т.н., ст. преподаватель кафедры ТФ ФТИ

СОДЕРЖАНИЕ

Пленарное заседание

ХАНДОРИН Г.П.

Мировой опыт разделения изотопов бора

MILAN TICHY,

Low-temperature plasma diagnostics

СКОРЫНИН Г.М.

Начало исследований радиоактивности в России и первые опыты разделения изотопов в СССР

КАЗАРЯН М.А.

Лазерные методы разделения изотопов редкоземельных элементов

ДУЙСЕБАЕВ Б.О.

Реабилитация территории месторождений урана после эксплуатации

Крутых В. Н.

Перспективы развития Сибирского химического комбината

Секция 1. СЕЛЕКЦИЯ ВЕЩЕСТВ КИНЕТИЧЕСКИМИ МЕТОДАМИ (ЦЕНТРИФУГИ, ГАЗОВАЯ ДИФФУЗИЯ)

УШАКОВ А.А., СОВАЧ В.П., ОРЛОВ А.А.

Математическое моделирование нестационарных разделительных процессов в каскаде газовых центрифуг для разделения изотопов вольфрама.....12

ОРЛОВ А.А., МАЛЮГИН Р.В., ЦИМБАЛЮК А.Ф., СУКОТНОВА В.В.

Влияние диаметра входного клапана на скорость заполнения емкости UF₆.....13

ОРЛОВ А.А., МАЛЮГИН Р.В., ЦИМБАЛЮК А.Ф., ГОВЯШОВ И.А.

Влияние горизонтального оребрения на внутренней поверхности емкости на скорость заполнения емкости UF₆.....14

СКОРЫНИН Г.М.

Начало исследований радиоактивности в России и первые опыты разделения изотопов в СССР.....15

КУЗЕРО В.Б., НОВОСЕЛОВ И.Ю.

Проблема иммобилизации радиоактивных отходов и отходов переработки отработавшего ядерного топлива.....16

**Секция 2. СЕЛЕКЦИЯ ВЕЩЕСТВ ОПТИЧЕСКИМИ,
ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫМИ, ИЦР, ЛАЗЕРНЫМИ И
ПЛАЗМЕННЫМИ МЕТОДАМИ. ДИАГНОСТИКА И МЕТОДЫ
АНАЛИЗА ВЕЩЕСТВ И ПРИМЕСЕЙ**

БЕСПАЛА Е.В., ПАВЛЮК А.О., НОВОСЁЛОВ И.Ю. Исследование процесса испарения облученного графита в равновесной низкотемпературной плазме	18
ГАТАУЛЛИНА А.Р., ЛУЦЕНКО Ю.Ю., МИРЗОЕВ С.Р. Определение характеристик плазмохимического реактора для разделения изотопов углерода	19
ГАДЕЛЬШИН В.М., ШТУДЕР Д., ВЕНДТ К. Проект "medicis": подготовка к лазерному разделению медицинских радиоизотопов.....	20
КАБАНОВ Д.В., МЕРКУЛОВ В.Г. Нейтронно-активационное определение примесных элементов в полупроводниковом кремнии.....	21
ГАМОВ Д.Л., БАБАЕВ Р.Г. Лазерный контроль дисперсной фазы гетерогенной плазмы.....	22
ТУКСОВ И.В., ШАМАНИН И.В., ГОФМАН В.Н. Разделение ионов кальция и магния в водных растворах хлоридов под действием внешнего асимметричного электромагнитного поля.....	23

**Секция 3. ТЕХНОЛОГИИ УТИЛИЗАЦИИ И ХРАНЕНИЯ
ОТХОДОВ ИЗОТОПНЫХ ПРОИЗВОДСТВ**

ФЕДЮК Р.С., СМОЛЯКОВ А.К., ШКРЕБТИЙ Т.А., ЕВДОКИМОВА Ю.Г. Цементные композиции для утилизации радиоактивных изотопов	25
АУСЕНОВ К.Ж., ШАМАНИН И.В. Анализ и выбор выгодных эксплуатационных приемов и технологических путей для реализации эффективного использования АЭС в условиях становления ядерной энергетики Республики Казахстан	27
ТИМОКНIN А.М., MUTALIBOV Z.A., FEDIUK R.S. Cement compositions for disposal of radioactive isotopes	28
КАРЕНГИН А.А. Энергоэффективная обработка ЖРО в воздушно-плазменном потоке в виде диспергированных горючих композиций	29

ГОСТЕВА И.В.	
Плазменная обработка реэкстрактов платиноидов после переработки отработавшего ядерного топлива	30
НИКИШКИН И.Ю.	
Моделирование и исследование процесса плазменной обработки аммиачно-хлоридных маточных растворов	31
ПАВЛЕНКО А.П.	
Моделирование и исследование процесса плазменной обработки азотнокислых экстракционных рафинатов	32
ГАТАУЛЛИНА А.Р., ЛУЦЕНКО Ю.Ю., ЧЕРНИГОВСКИЙ С.В.	
Оптимизация процесса плазменной утилизации радиоактивного графита	33
ПЕШЕХОНОВА А.С.	
Моделирование и исследование процесса плазменной обработки отходов в виде аммиачных маточных растворов.....	34
СЫЧЕВ А.В., ОРЕШКИН Е.А.	
Оценка эффективности процесса плазменной обработки радиационно-загрязненных иловых отложений бассейнов-хранилищ.....	35
ГРИГОРЬЕВ А.С.	
Поиск керамического материала для отверждения иловых отложений ФГУП «ГХК».....	36
ПИРОЖЕНКО Т.Е.	
Комплексная плазменная утилизация отходов переработки отработавшего ядерного топлива.....	37
КАРЕНГИН А.А.	
Совместная плазменная обработка отходов очистки воды и производства метанола.....	38
ПИРОЖЕНКО Т.И., КАРЕНГИН А.А.	
Плазменная утилизация горючих отходов переработки отработавшего ядерного топлива.....	39

Секция 4. ПРИМЕНЕНИЕ ИЗОТОПОВ В ФУНДАМЕНТАЛЬНЫХ, ПРИКЛАДНЫХ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ И МЕДИЦИНЕ. ПОЛУЧЕНИЕ ИЗОТОПНО-МОДИФИЦИРОВАННЫХ МАТЕРИАЛОВ

ЕМЕЦ Е.Г., ГОЛОВАЦКИЙ А.В., ВАРЛАЧЕВА Н.В.	
Использование ядерного легирования для получения высокоомного кремния	41

ALYUKOV E., NOVOSELOV I., POBEREZHNIKOV A. Simulation of plasmachemical synthesys of oxide and carbon-oxide compositions for dispersion nuclear fuel	42
ЗУБОВ В.В., ТУНДЕШЕВ Н.В. Моделирование и исследование процесса получения в воздушной плазме гомогенных оксидных композиций урана и плутония для мокс-топлива	43
КНЫШЕВ В.В., МЕНДОСА О., УКРАИНЕЦ О. А. Оценки экономической эффективности производства энергии при использовании углеграфитовой матрицы С микротопливом типа BISO	44
УДАЛОВ А.А., ШИЛОВА К.О., КОТЛЯРОВ А.Ю. Изучение влияния методов измерения на величину плотности потока радона	45
ЗУБОВ В.В., ПЕРМИНОВ С.В. Плазмохимический синтез и исследование гомогенных оксидных композиций для ториевого ядерного топлива.....	46
ВЕРХОРУБОВ Д.Л., БОРЕЦКИЙ Е.А., САВОСТИКОВ Д.В. Разработка методики прессования технического углерода в таблетки для хранения водорода.....	47
ЕГОРОВ Н.Б., АКИМОВ Д.В. Получение изотопов селена из их гексафторидов и изучение их свойств.....	48
БОРЕЦКИЙ Е.А., ВЕРХОРУБОВ Д.Л., ВИДЯЕВ Д.Г. Математическое описание переноса молекул водорода в поры наноструктурных материалов.....	49
РОДИОНОВ А.В., ТЮДЕЛЕКОВ Е.А. Исследование перспектив использования лития для нейтрон-захватной терапии.....	50
СВЕРЧКОВ И.А., САФРОНОВ А.Е. Определение требований к основным технологическим параметрам ядерного топлива.....	51

**Секция 5. СЕЛЕКЦИЯ И ГЛУБОКАЯ ОЧИСТКА ТРУДНО
РАЗДЕЛЯЕМЫХ ВЕЩЕСТВ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИМИ
МЕТОДАМИ**

МАКАРЕВИЧ С.В., БЕСПАЛА Е.В., НОВОСЁЛОВ И.Ю. Расчет оптимальных параметров процесса переконденсации графита в низкотемпературной плазме	53
---	----

ГУБАНОВ С.М., КАРТАВЫХ А.А., КРАЙНОВ А.Ю. Оценка возможности применения способа воздушного охлаждения в процессе десублимации фтористого водорода	54
БАБАЕВ Р.Г., ШИКЕРУН К.Т. Неопределенность в прецессии спина изотопов	55
БАЛАШКОВ В.С., ВЕРГУН А.П., ДРОГАЛЕВ А.С. Разделение изотопов и тонкая очистка веществ в гибкой системе включающей обменные и электромембранные процессы ..	56
ЯНКОВСКАЯ В.С., ЛЯПУНОВ А.Ю. Извлечение кобальта сорбентами на основе краун-эфиров из роданидных растворов	57
АКИМОВ Д.В., ЕГОРОВ Н.Б. Изменение изотопного состава свинца при зонной перекристаллизации.....	58
БЕЖИН Н.А., ДОВГИЙ И.И., БАУЛИН В.Е. Селективность извлечения стронция сорбентом на основе ди-трет- бутилдициклогексил-18-краун-6 и спирт-теломера N3.....	59
ДЮСЕМБЕКОВА А.А., СОХОРЕВА В.В., АКЫЛТАЕВА А.А. Исследование поверхностных свойств высокомолекулярных мембран на основе радиационно-прививочной полимеризации.....	61
ТОКТАСЫНОВА А.Ж., АХМЕТШАРИПОВА Т.К., МОРЕВА И.В., ЕГОРОВ И.С., СОХОРЕВА В.В. Модификация трековой мембраны для электро-мембранного разделения растворов солей.....	62
ТИТОВ Е.С., ДОРОФЕЕВА Л.И. Моделирование обменных процессов разделения на твердофазных соединениях.....	63
ОРЕХОВ Д.В., ДОРОФЕЕВА Л.И. Электроионитные процессы в двухфазных обменных системах.....	64
ШАМАНИН И.В., УШАКОВ И.А., ТИТОВ Е.С. Математический расчет траектории движения катионов различных металлов в водном растворе солей под действием асимметричного поля.....	65
ПАВЛЮК А.О., БЕСПАЛА Е.В., КОТЛЯРЕВСКИЙ С.Г. Возможности применения метода изотопных отношений для характеризации радиоактивных отходов.....	66
БАЖЕНОВА Я.Е., ПАРЕЦКОВ Е.Н., КАРЕЛИНА Н.В. Применение флокулянтов «besfloc» в процессе осветления урановых растворов при переработке отработавшего ядерного топлива.....	67

Секция 1

**СЕЛЕКЦИЯ ВЕЩЕСТВ КИНЕТИЧЕСКИМИ МЕТОДАМИ
(ЦЕНТРИФУГИ, ГАЗОВАЯ ДИФФУЗИЯ)**

Председатель: д.т.н., профессор А.А. Орлов

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ НЕСТАЦИОНАРНЫХ РАЗДЕЛИТЕЛЬНЫХ ПРОЦЕССОВ В КАСКАДЕ ГАЗОВЫХ ЦЕНТРИФУГ ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ ВОЛЬФРАМА

Ушаков А.А.¹, Совач В.П.¹, Орлов А.А.²

Научный руководитель: Орлов А.А., д.т.н., профессор

¹АО «ПО «ЭХЗ»,

Россия, г. Зеленогорск Красноярского края, ул. Первая промышленная, 1, 663690

E-mail: ushakov2015@sibmail.com

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: orlova@tpu.ru

При эксплуатации каскада газовых центрифуг (ГЦ) для разделения изотопных смесей возникают нестационарные разделительные процессы, в ходе которых происходит изменение изотопного состава рабочего вещества в ступенях и потоках каскада. Они снижают эффективность работы каскада и влияют на качество выпускаемого продукта. Как правило, причиной возникновения нестационарных разделительных процессов является протекание нестационарных гидравлических процессов.

В связи с этим приобрело актуальность решение задачи полномасштабного учета нестационарных процессов при разделении многокомпонентных изотопных смесей (МИС). Использование экспериментального подхода к решению данной задачи является достаточно затратным и требует создания дополнительных исследовательских установок. Поэтому целесообразно изучать нестационарные процессы путём их математического моделирования.

К настоящему времени в этом направлении проведён ряд работ, которые в основном были направлены на создание математических моделей нестационарных гидравлических и разделительных процессов в каскадах ГЦ для разделения бинарных смесей. Известные математические модели нестационарных разделительных процессов в каскадах по разделению МИС имеют ограниченную область применения: моделирование возможно только для случая стационарных гидравлических параметров каскада ГЦ. Использование моделей для совместного расчёта нестационарных гидравлических и разделительных процессов невозможно. Для устранения указанных недостатков нами была разработана математическая модель нестационарных гидравлических процессов в каскадах ГЦ для разделения МИС. Данная модель опробована для разделения изотопов Si, Xe, W, Ni. Показано, что она адекватно описывает нестационарные гидравлические процессы.

Дальнейшие работы были направлены на создание математической модели нестационарных разделительных процессов в каскаде ГЦ для разделения МИС. Разработанная модель основывается на положении, что ступень каскада представлена в виде четырёх выделенных объёмов (коллектор питания, ГЦ, коллектор отвала и коллектор отбора). Совместный расчёт нестационарных гидравлических и разделительных процессов сводится к определению гидравлических параметров каскада по алгоритму, изложенному в работе, замене дифференциальных уравнений нестационарного разделения первого порядка разностными уравнениями по неявной схеме Эйлера, составлению и решению полученных систем линейных алгебраических уравнений и нахождению величин концентраций компонентов во всех объёмах и потоках на каждом временном слое, удовлетворяющих уравнению баланса рабочего вещества и разделяемых компонент в каскаде.

Проведена верификация разработанной модели путём расчёта параметров нестационарных разделительных процессов в модельном каскаде ГЦ для разделения изотопов вольфрама. Сравнение полученных расчетных величин параметров с данными других авторов показало, что разработанная математическая модель адекватно описывает нестационарные разделительные процессы в каскаде ГЦ для разделения многокомпонентных изотопных смесей.

ВЛИЯНИЕ ДИАМЕТРА ВХОДНОГО КЛАПАНА НА СКОРОСТЬ ЗАПОЛНЕНИЯ ЕМКОСТИ UF₆

А.А. Орлов, Р.В. Малюгин, А.Ф. Цимбалюк, В.В. Сукотнова

Научный руководитель: Орлов А.А., д.т.н., профессор

Томский Политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: malyugin@tpu.ru

Процесс десублимации используется в различных отраслях народного хозяйства, в том числе в атомной промышленности. На выходе разделительного каскада получают два потока – обедненный (отвал) и обогащенный (отбор) по ²³⁵U. Отвал сразу десублимируется в специальные емкости и уже в твердом виде отправляется на склад для длительного хранения. Отбор при наличии особых требований заказчика после десублимации подвергается гомогенизации путем перевода в жидкую фазу на установке перелива, затем конденсируется в емкости. При отсутствии указанных требований он сразу отправляется в твердом виде на предприятия для перевода UF₆ в UO₂ и изготовления из него ТВЭЛов. Для десублимации используются различные типы емкостей: гладкие и имеющие на внутренней поверхности стенок горизонтальное или вертикальное ребрение. В зависимости от назначения они отличаются объемом, геометрическими размерами или диаметром входного клапана. Процесс десублимации является нестационарным. Он включает подвод газообразного UF₆ к поверхности теплообмена и теплообмен газа с хладагентом, заключающийся в его охлаждении и отводе скрытой теплоты фазового перехода, которые определяют скорость десублимации.

В работе рассматривается упрощенная постановка задачи, рассматривающая натекание в емкость UF₆ на начальном этапе ее заполнения и исключая теплообмен газа с хладагентом. Оценивается время гидродинамического установления (переход режима протекания процесса от нестационарного к квазистационарному) при различных диаметрах входного клапана. На рис. 1а. представлена схема расчетной области, где r_{in} – радиус входного клапана; r , h – радиус и высота емкости соответственно. Расчет производился по математической модели [1].

Расчет проводился для двух случаев при $h=r=1$ м и $h=1$ м, $r=0.5$ м для значений $r_{in}=0.2 \cdot r$, $0.3 \cdot r$, $0.4 \cdot r$. Динамика изменения массы UF₆ в емкости представлена на рис. 1б, 1в.

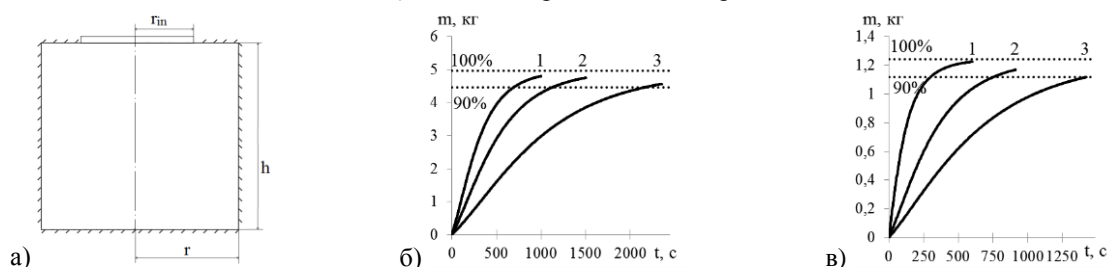


Рис. 1. а) схема расчетной области; б) динамика изменения массы UF₆ в емкости при $h=r=1$ м, в) динамика изменения массы UF₆ в емкости при $h=1$ м $r=0.5$ м

$$1 - r_{in} = 0.4 \cdot r, 2 - r_{in} = 0.3 \cdot r, 3 - r_{in} = 0.2 \cdot r$$

Как видно из представленных графиков с уменьшением диаметра входного клапана скорость заполнения емкости UF₆ увеличивается. Расчеты показали, что за 500 с емкость заполняется на 32% при $r_{in} = 0.2 \cdot r$, на 58% при $r_{in} = 0.3 \cdot r$ и на 79 % при $r_{in} = 0.4 \cdot r$. Заполнение емкости на 90% происходит за 2176, 1134 и 696 с соответственно. При изменении отношения радиуса к высоте емкости наблюдается аналогичная ситуация – с уменьшением диаметра входного клапана скорость заполнения емкости UF₆ возрастает. Расчеты показали, что за 500 с емкость заполняется на 50% при $r_{in} = 0.2 \cdot r$, на 77 % при $r_{in} = 0.3 \cdot r$ и на 97% при $r_{in} = 0.4 \cdot r$. Заполнение емкости на 90 % происходит за 1425, 753 и 299 с соответственно.

Таким образом, можно сделать вывод, что с уменьшением диаметра входного клапана время гидродинамического установления возрастает. Это соответствует известным физическим представлениям и позволяет утверждать, что в случае использования клапанов малого диаметра возможна ситуация, когда скорость протекания процесса десублимации будет ограничиваться его пропускной способностью. От диаметра входного клапана зависит время заполнения емкости газом, что будет проявляться на начальном нестационарном этапе ее заполнения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Орлов А.А., Цимбалюк А.Ф., Малюгин Р.В. Математическая модель процесса десублимации UF₆ в вертикальной емкости // Известия ВУЗов. Физика. – 2015. – Т. 58. – №2/2. С. 14–20

ВЛИЯНИЕ ГОРИЗОНТАЛЬНОГО ОРЕБРЕНИЯ НА ВНУТРЕННЕЙ ПОВЕРХНОСТИ ЕМКОСТИ НА СКОРОСТЬ ЗАПОЛНЕНИЯ ЕМКОСТИ UF₆

А.А. Орлов, Р.В. Малюгин, А.Ф. Цимбалюк, Говяшов И.А.

Научный руководитель: Орлов А.А., д.т.н., профессор

Томский Политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: malyugin@tpu.ru

На предприятиях по обогащению урана для перевода UF₆ из газообразного состояния в твердое используются гладкие емкости и емкости, имеющие на внутренней поверхности стенок горизонтальное или вертикальное ребрение. Процесс десублимации UF₆ является нестационарным, что в значительной степени проявляется на начальной стадии заполнения емкостей, в связи с тем, что скорость протекания процесса определяется, как подводом газообразного UF₆ к поверхности теплообмена, так и интенсивностью теплообмена газа с хладагентом. Ребрение используется с целью увеличения площади теплообменной поверхности, увеличения производительности емкостей и уменьшения времени их заполнения.

В работе рассматривается процесс заполнения емкости UF₆ на начальном этапе ее подключения в случае наличия одного горизонтального ребра и влияние размеров ребра на время гидродинамического установления (переход режима протекания процесса от нестационарного к квазистационарному). Считалось, что ребро располагается на половине высоты емкости ($y = h/2$, где y – вертикальная координата, h – высота емкости). На рис. 1а. представлена схема расчетной области, где r_r – радиус ребра; r , h – радиус и высота емкости соответственно. Расчет производился по математической модели [1] при $h=1$ м, $r=0.5$ м, для значений $r_r = 0.2 \div 0.8 \cdot r$, радиус сечения входного клапана (r_{in}) при этом был равен $0.3 \cdot r$ и $0.4 \cdot r$. Динамика изменения массы UF₆ в емкости представлена на рис. 1б, 1в.

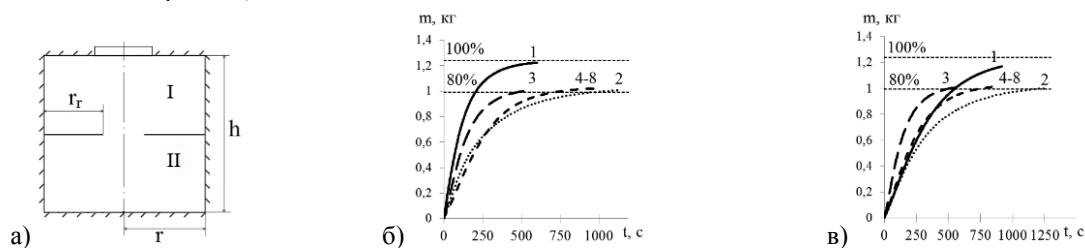


Рис. 1. а) схема расчетной области, б) динамика изменения массы UF₆ в емкости при $r_{in} = 0.4 \cdot r$,

в) динамика изменения массы UF₆ в емкости при $r_{in} = 0.3 \cdot r$

1 – без ребра, 2 – $r_r = 0.8 \cdot r$, 3 – $r_r = 0.7 \cdot r$, 4 – $r_r = 0.6 \cdot r$, 5 – $r_r = 0.5 \cdot r$,

6 – $r_r = 0.4 \cdot r$, 7 – $r_r = 0.3 \cdot r$, 8 – $r_r = 0.2 \cdot r$

Как видно из представленных графиков увеличение размера ребра значительно замедляет заполнение емкости. Это связано с тем, что диаметр отверстия, соединяющего объемы I, II емкости, недостаточен для их заполнения с одинаковой скоростью. Вследствие чего верхняя часть емкости (над ребром) заполняется UF₆ быстрее. В случае, когда диаметр отверстия, соединяющего объемы I, II емкости равен диаметра сечения клапана на входе емкости или больше его, заполнение всей емкости происходит с одинаковой скоростью. Это объясняется тем, что основной поток UF₆ беспрепятственно попадает в объем II, после чего наличие ребра препятствует распространению UF₆ вдоль стенки. Вследствие этого наблюдается увеличение времени заполнения емкости по сравнению со случаем, когда горизонтальное ребро отсутствует. В то же время при оптимальном подборе размера ребра можно добиться того, что время гидродинамического установления сократится за счет равномерного распределения потока UF₆ в объемы I, II емкости (в рассматриваемом случае при $r_r = 0.7 \cdot r$). В случае наличия горизонтального ребрения квазистационарный режим работы емкости устанавливается при ее заполнении на 80%, тогда как при отсутствии ребрения он устанавливается при заполнении емкости до 97,5%. Аналогичная ситуация наблюдается и при уменьшении радиуса входного клапана емкости (рис. 1в). В этом случае квазистационарный режим работы емкости устанавливается также при заполнении емкости до 80%. Проведенные расчеты показали, что с помощью математического моделирования можно определить оптимальный размер горизонтальных ребер для ребренных емкостей, тем самым повысив эффективность их работы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Орлов А.А., Цимбалюк А.Ф., Малюгин Р.В. Математическая модель процесса десублимации UF₆ в вертикальной емкости // Известия ВУЗов. Физика. – 2015. – Т. 58. – №2/2. С. 14–20

НАЧАЛО ИССЛЕДОВАНИЙ РАДИОАКТИВНОСТИ В РОССИИ И ПЕРВЫЕ ОПЫТЫ РАЗДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ В СССР

Скорынин Г.М.

г. Зеленогорск Красноярского края, АО "ПО"Электрохимический завод"

E-mail: skorynin@gmail.com

Открытие X-лучей Рентгеном и явления радиоактивности Беккерелем, положившие начало революционным представлениям в науке на рубеже XIX и XX веков, прошли мимо физики России. В отличие от математики, химии и медицины физическая наука в России не играла руководящей роли в XIX веке. Тем не менее, российские ученые заинтересовались новыми явлениями сразу после их открытия. Исследования физической природы лучей Рентгена и свойств радиоактивных веществ начались в университетах Петербурга, Москвы, Одессы, Томска и ряде других научных лабораторий России.

В докладе, кроме освещения начального периода изучения радиоактивности в России, приводится описание первых попыток разделения изотопов, которые предпринимались в СССР в 20-30-е годы прошлого столетия. Исследования изотопии и первые попытки разделения изотопов часто представляли лишь отдельные эпизоды в научной деятельности таких известных советских ученых, как В.И. Вернадский, К.П. Яковлев, П.Л. Капица, С.Э. Фриш, В.И. Черняев, А.И. Бродский. Но именно эти эпизоды, приведенные в работе, составляют фрагменты малоизвестной предыстории становления и развития отечественных технологий разделения изотопов. Материалы доклада основаны на первоисточниках, цитируемых в списке литературы.

ПРОБЛЕМА ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Кузоро В.Б.¹ Новоселов И.Ю.²

¹АО Атомтехэнерго, 141011, Россия, г. Мытищи, ул. Коммунистическая 23

²Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: infi24ity@gmail.com

Радиоактивные отходы (РАО) образуются в основном в рамках деятельности, связанной с работой ядерных энергетических, промышленных, исследовательских реакторов и реакторов ядерных силовых установок. В процессе их работы, с одной стороны, нарабатываются высокоактивные продукты деления и актиноиды, а с другой стороны, активируются различные конструкционные элементы. Первоначально подавляющая часть активности сосредоточена в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ), а также в активированной части конструкций ядерных установок.

В различных странах проводится разная политика обращения с ОЯТ. В некоторых странах ОЯТ, после выгрузки из реактора, поступает на временное хранение, затем на промежуточное хранение и в перспективе на длительное хранение и захоронение. Эта политика соответствует открытому ядерному топливному циклу, и в ее рамках ОЯТ в основном рассматривается, как РАО [1].

По действующим технологическим схемам, РАО и отходы переработки ОЯТ (ОП ОЯТ) выпариваются и после добавления необходимых химических реагентов направляются на операции кальцинации, остекловывания (витрификации), цементирования и т.д. с последующим захоронением [2]. Применяемые технологии иммобилизации имеют ряд существенных недостатков.

Одним из основных процессов отверждения РАО является кальцинация. Кальцинат представляет собой продукт, полученный из жидких РАО путем удалением из них летучих компонент: воды и нитратов. Процесс происходит при температурах 400 °С – 900 °С. Основная проблема: полученный кальцинат не является химически устойчивым материалом из-за своей рыхлой структуры и химической непрочности некоторых оксидов.

В России в промышленном масштабе применяется остекловывание РАО и ОП ОЯТ. После выпарки в эти отходы добавляются химические реагенты (силикаты, фосфаты, бораты) и смесь направляется на операцию витрификации. Такие процессы, как правило, многостадийны, экологически небезопасны, требуют значительных энергозатрат и существенных объемов химических реагентов.

Включение в цемент – один из основных методов иммобилизации как гомогенных, так и гетерогенных отходов. Причина широкого распространения цементирования – негорючесть и отсутствие пластичности у отвержденного продукта, а также простота осуществления процесса смешивания концентрата отходов с цементом. Цементирование имеет ряд существенных недостатков: сравнительно невысокая степень включения отвержденных компонентов в цемент, что приводит к увеличению объема продукта; значительная вымываемость из цемента включенных в него компонентов; наличие большого количества воды в отвержденном продукте. При большом количестве солей в цементе его прочность заметно снижается, что приводит к опасности раскалывания блоков при транспортировке.

На сегодняшний день одним из перспективных методов иммобилизации РАО и ОП ОЯТ является плазменная иммобилизация в расплавах солей хлоридов металлов (например, кальция или натрия), предлагаемая авторами. В результате образуется субстанция, стойкая к радиационному облучению. Несомненными достоинствами такой технологии можно назвать уменьшение стоимости иммобилизации за счет сокращения количества предельных операций, объема емкостного оборудования, затрат химических реагентов, энергозатрат.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Андрюшин И.А., Юдин Ю.А. Обзор проблем обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом. – Саров, 119 с.
2. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС. – М.: Издательский дом МЭИ, 2007 – 448 с.

Секция 2

**СЕЛЕКЦИЯ ВЕЩЕСТВ ОПТИЧЕСКИМИ,
ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫМИ, ИЦР, ЛАЗЕРНЫМИ И
ПЛАЗМЕННЫМИ МЕТОДАМИ. ДИАГНОСТИКА И МЕТОДЫ
АНАЛИЗА ВЕЩЕСТВ И ПРИМЕСЕЙ**

Председатель: д.ф.-м.н., профессор В.Ф. Мышкин

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ИСПАРЕНИЯ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА В РАВНОВЕСНОЙ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ПЛАЗМЕ

Беспала Е.В., Павлюк А.О., Новосёлов И.Ю.

АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов»,
636000, Россия, Томская область, г. Северск, ул. Автодорога 13, зд. 179а

E-mail: bespala_evgeny@mail.ru

После остановки канальных уран-графитовых ядерных реакторов возникает проблема обращения с облученным ядерным графитом кладки реактора, служащим замедлителем нейтронов при его эксплуатации. Это связано с тем, что графитовые радиоактивные отходы (РАО) существенно отличаются по ряду параметров от РАО других типов. Во-первых, графитовая кладка реактора не заменялась в процессе эксплуатации реактора (за исключением графитовых втулок) и в процессе работы подвергалась нейтронному облучению [1]. Во-вторых, реакторный графит кладки имеет уникальную пористую структуру и кристаллическую решетку, изменение которой при воздействии эксплуатационных факторов приводит к изменению физико-механических свойств графита [2]. В-третьих, в процессе эксплуатации ядерного реактора графит не приобретает никаких уникальных свойств, определяющих перспективы его дальнейшего полезного использования. Поэтому возникает необходимость разработки способов и устройств для переработки облученного ядерного графита с целью снижения класса радиоактивных отходов и уменьшения себестоимости захоронения.

Нами разрабатывается плазменный способ очистки облученного ядерного графита. Использование низкотемпературной плазмы для дезактивации графитовых РАО обуславливается следующими факторами:

- высокая скорость плазмохимических процессов, приводящих к образованию иммобилизованных продуктов реакции, содержащих радионуклиды;
- возможность проведения объемной дезактивации вследствие разрушения кристаллической решетки графита под действием высоких температур;
- использование инертных плазмообразующих газов в качестве теплоносителя для уменьшения образующихся вторичных РАО.

Разработка плазменной технологии переработки РАО сопровождается большими дозовыми нагрузками при экспериментальных исследованиях. Математическое моделирование позволяет значительно уменьшить объем экспериментальных исследований и оптимизировать процесс. Поэтому цель исследования – математическое моделирование процессов теплопереноса при воздействии потока низкотемпературной плазмы на загрязненный радионуклидами графит.

В работе представлена разработанная математическая модель, описывающая процесс теплопереноса при взаимодействии высокотемпературного плазменного потока с пористой поверхностью облученного графита. Эта модель использовалась для расчета степени извлечения металлического цезия с внешней поверхности поры графита при его плазменной дезактивации. В работе показано, что на эффективность очистки облученного графита от радиоактивных примесей существенно влияет газовая температура плазмы, газодинамический режим истечения плазменного потока, а также качественный состав плазмообразующего газа. Выявлены и доказаны преимущества использования более легко плазмообразующего газа (гелия). Расчеты показывают, что пористая графитовая поверхность может быть полностью дезактивирована от радиоцезия гелиевой плазмой с температурой 2700 °С и скоростью прокачки газа 10 м/с за время не превышающее 3,4 секунды.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-38-00382 мол_а.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Филипчук, Е.В. Управление нейтронным полем ядерного реактора / Е.В. Филипчук, П.Т. Потапенко, В.В. Постников. – М.: Энергоатомиздат, 1981 – 280 с.
2. Виргильев, Ю.С. Влияние степени совершенства структуры графита на изменение его размеров при нейтронном облучении / Ю.С. Виргильев, И.П. Калягин, В.Г. Макаренко // Атомная энергия. – 1974. – Т. 36. – С. 310–312.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО РЕАКТОРА ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ УГЛЕРОДА

Гатауллина А.Р., Луценко Ю.Ю., Мирзоев С.Р.

Научный руководитель: Луценко Ю.Ю., д.ф.-м.н.

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: AL279Na2@yandex.ru

В работе рассмотрен метод разделения изотопов углерода в плазме высокочастотного факельного разряда, горящего в среде аргона. Данный метод основан на избирательном протекании химических реакций с участием радикалов при наложении на плазму разряда постоянного магнитного поля. При этом избирательность протекания химических реакций появляется за счёт соответствующей ориентации в магнитном поле спина химических соединений. Однако наряду с указанным механизмом сепарации изотопов, в плазме разряда могут идти также и другие процессы разделения, в частности, определяемые термодиффузией. Для того чтобы оценить влияние этих процессов необходимо провести измерения температуры плазмы разряда. Знание температурных характеристик плазмохимического реактора также позволяет провести оптимизацию его конструкции и режимов его работы.

В настоящей работе проведены измерения осевого распределения газовой и электронной температур высокочастотного факельного разряда, горящего в аргоне. Так как влияние материала графитового электрода на характеристики аргоновой плазмы несущественно, в нашем случае для определения характеристик разряда использовался не графитовый, а медный электрод. Диаметр кварцевой камеры плазмохимического реактора составлял 32 мм. Частота электромагнитного поля – 37 МГц. Мощность разряда варьировалась от 0,5 до 1 кВт. Расход плазмообразующего газа составлял 0,3 м³/час.

Измерения электронной температуры проводились методом Орнштейна по линиям меди. Использовались линии 5106 Å, 5153 Å и 5218 Å. Энергии и относительные вероятности переходов, соответствующих данным линиям были взяты из работы. Излучение от исследуемого объёма разряда посредством линзы проецировалось на щель спектрографа Shamrock – 303i. Спектр выводился непосредственно на экран компьютера. Ширина щели спектрографа составляла 0,3 мм. Для того чтобы отсечь излучение от других частей разряда использовалась диафрагма шириной 5 мм.

Для оценки газовой температуры аргоновой плазмы в плазмообразующий газ добавлялся воздух в концентрации не более 5%. При этом в спектре разряда появлялась полоса гидроксидов 3064 Å. Измерение газовой температуры проводилось по относительной интенсивности вращательных переходов данной молекулярной полосы. Использовались линии колебательной ветви Q₁. Выбирались линии свободные от наложения других линий – Q₁₄, Q₁₆, Q₁₉, Q₁₀.

В результате проведённых измерений было установлено, что величина электронной температуры вдоль зоны каналирования разряда меняется от 7900К до 8700К. Величина газовой температуры при этом варьируется от 1700К до 2100К. Максимум газовой температуры при этом находится на расстоянии приблизительно составляющем одну треть длины канала разряда от электрода. Локализация максимума электронной температуры по отношению к максимуму газовой температуры несколько смещена в сторону электрода.

На основе результатов проведённых измерений и результатов, приведённых в работе был проведён расчёт осевого распределения величины удельной электропроводности плазмы разряда. Усреднённая по длине канала разряда величина удельной электропроводности позволила провести оценку степени затухания электромагнитного поля в плазме разряда. Также был проведён расчёт величины удельного энерговыделения в плазме разряда.

На основе измерений газовой температуры в канале разряда и измерений температуры стенки разрядной камеры был рассчитан коэффициент разделения изотопов углерода посредством термодиффузии. Показано, что его величина не позволяет получить степень разделения изотопов углерода, описанную в работе. Следовательно, термодиффузионный механизм разделения не является доминирующим при разделении изотопов углерода в плазме с наложенным магнитным полем.

ПРОЕКТ "MEDICIS": ПОДГОТОВКА К ЛАЗЕРНОМУ РАЗДЕЛЕНИЮ МЕДИЦИНСКИХ РАДИОИЗОТОПОВ

Гадельшин В.М., Штудер Д., Вендт К.
Научный руководитель: Вендт К., д.ф.-м.н., профессор
Институт Физики, Университет им. Иоганна Гутенберга гор. Майнц
D-55128, Германия, г. Майнц, ул. Штаудингервег 7
E-mail: gadelshin@uni-mainz.de

«MEDICIS» - это европейский научно-исследовательский и образовательный проект, направленный на производство инновационных радиоизотопов для функциональной диагностики и лучевой терапии. Производственные мощности будут размещены на территории Европейского центра ядерных исследований (CERN) в строящейся лаборатории CERN-MEDICIS [1]. В основе разделительного производства лежит способ разделения изотопов «на линии» (ISOL) с использованием лазерной ионизации. Методом резонансной лазерной ионизации достигаются высокая эффективность и отсутствие загрязнения изобарами других элементов при формировании сверх-чистого пучка радиоактивных ионов.

Для каждого радиоизотопа, или как минимум химического элемента, представляющего интерес для проекта, требуется разработать оптимальную много-ступенчатую схему лазерного возбуждения, которая обеспечит наиболее эффективный и надёжный процесс ионизации в рабочем режиме. В настоящий момент, на установках «MABU» и «RISIKO» университета города Майнц (JGU Mainz) проводится лазерная спектроскопия двух- и трёх-ступенчатых схем возбуждения интересующих лантаноидов. Разработка подходящей схемы лазерной ионизации атомов лютеция является первоочередной задачей. В планах проведение исследований для неодимия, тербия и других редкоземельных элементов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Santos Augusto R.M., Buehler L., Stora T. and others. CERN-MEDICIS (Medical Isotopes Collected from ISOLDE): A New Facility // *Appl. Sci.*, 2014, 4. – pp. 265-281. DOI:10.3390/app4020265.

НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРИМЕСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ПОЛУПРОВОДНИКОВОМ КРЕМНИИ

Кабанов Д.В., Меркулов В.Г.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: kabanovdv@tpu.ru

Кремний – один из основных материалов современной микро- и фотоэлектроники. Успешное развитие методов получения и очистки кремния, создание новых материалов и приборов на их основе невозможно без опережающего развития методов характеристики их химического состава. Качество функциональных материалов на основе кремния определяется их примесным составом, однако, влияние отдельных элементов на целевые свойства однозначно не выяснено, поэтому важно иметь наиболее полную и достоверную информацию о количественном составе примесных элементов, как в исходном сырье, так и конечной продукции.

В связи с этим целью данной работы являлось определение примесных элементов в полупроводниковом кремнии различных производителей методом инструментального нейтронно-активационного анализа (ИНАА), обеспечивающего необходимые пределы обнаружения (10^{-10} – 10^{-12} %). Схема анализа состоит в упаковке подготовленных и очищенных образцов кремния массой от 1 до 5 г, совместно с эталонами, в кварцевые ампулы и облучению их в потоке тепловых нейтронов $0,5-1,0 \cdot 10^{14}$ нейтр/см²·сек в течение 50-100 часов. После «охлаждения» ампулы вскрывались, а объекты анализа травили в смеси HF:HNO₃:CH₃COOH в соотношении 3:5:3 для удаления поверхностных загрязнений, далее промывались ацетоном и водой и повторно взвешивались. Далее образцы кремния и эталоны измеряли на полупроводниковом ОЧГ детекторе (Canberra) и проводили расчет концентраций зарегистрированных микропримесных элементов.

В соответствии с рекомендациям ГОСТа предлагается использовать синтетические эталоны, приготовленные путем нанесения на фильтровальную бумагу известных количеств определяемых элементов, что требует (помимо возможной ошибки при нанесении) введения поправки на «холостой» опыт. В связи с этим нами предложено использование международных стандартных образцов для активационного анализа, которые после облучения подвергались химической обработке с целью перевода их в раствор и последующего разведения до необходимых уровней аналитических концентраций. Данная операция позволяет также избежать необходимости введения поправочных коэффициентов, обусловленных различиями в геометрических размерах анализируемых образцов и образцов сравнения, поскольку аликвотные части могут быть взяты в любых объемах.

С использованием данной методики нами был проведен анализ образцов кремния, полученных на различных предприятиях. В таблице 1 приведены средние значения концентраций.

Таблица 1.

Содержание некоторых примесных элементов в пробах кремния различных производителей, ppb

Элемент	ООО КЕПП-Сервис	ИФП СО РАН	GT SM Co.Ltd, КНР
As	$< 3,0 \cdot 10^{-1}$	$< 5,0 \cdot 10^{-2}$	$< 5,0 \cdot 10^{-3}$
Sb	$4,86 \cdot 10^{-1}$	$2,58 \cdot 10^{-1}$	$3,30 \cdot 10^{-1}$
Fe	15,5	3,18	2,55
Sc	$1,01 \cdot 10^{-1}$	$1,00 \cdot 10^{-2}$	$1,66 \cdot 10^{-3}$
Cr	$6,53 \cdot 10^{-1}$	$1,20 \cdot 10^{-1}$	$2,54 \cdot 10^{-1}$
Co	$5,6 \cdot 10^{-1}$	$1,16 \cdot 10^{-1}$	$4,09 \cdot 10^{-3}$

Таким образом, наличие в едином комплексе ядерного реактора, аттестованных гамма-спектрометрических установок на базе ППД высокого разрешения и стандартных образцов позволяет получать количественные данные о примесном составе с высоким запасом точности не только при анализе полупроводникового кремния, но и других современных высокочистых материалов и композитов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ГОСТ 26239.5-84 Кремний полупроводниковый и кварц. Метод определения примесей (Изменение №1 к ГОСТ 26239.5-84 введено с 01.01.1991)

ЛАЗЕРНЫЙ КОНТРОЛЬ ДИСПЕРСНОЙ ФАЗЫ ГЕТЕРОГЕННОЙ ПЛАЗМЫ

Гамов Д.Л., Бабаев Р.Г.

Научный руководитель: Мышкин В.Ф. д.ф-м.н., профессор
Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: gdl@tpu.su

Лазерные методы диагностики позволяют определять размеры дисперсных частиц без отбора пробы. Такие безотборные методы диагностики особенно важны при изучении процессов в низкотемпературной плазме. При определении гранулометрического состава дисперсной фазы гетерогенных систем (аэрозоль, запыленная плазма), путем анализа спектра пропускания излучения, используется интегральное уравнение Фредгольма II рода:

$$\tau(\lambda) = \int_0^{\infty} \sigma(\rho, \lambda) f(\rho) d\rho, \quad (1)$$

где $\tau(\lambda)$ – индикатриса рассеяния, $\sigma(\rho, \lambda)$ - эффективное сечение рассеяния частицы радиусом r , $f(\rho)$ - распределение дисперсных частиц по размерам.

Можно получить бесчисленное множество решений уравнения (1) при обработке экспериментальных данных. Это связано с необходимостью численного решения матричного уравнения с неточно известными данными. Не менее важным при этом является то, что любой набор экспериментальных данных может быть обусловлен не единственным набором искомых параметров. Увеличение ошибки измерения приводит к нелинейному увеличению возможного набора решений. При этом в условиях проведения эксперимента реализуется лишь один вариант из всего набора параметров.

Нами разработана методика обработки данных, позволяющая уменьшать неоднозначность интерпретации экспериментальных данных при решении обратной задачи. Это возможно благодаря тому, что имеющаяся в распоряжении экспериментатора аппаратура для научных исследований, в ряде случаев, позволяет регистрировать параллельно большое количество данных. Возможности даже современной вычислительной техники ограничены для решения уравнения (1) с большим набором данных. Предлагается использовать результаты совместной обработки нескольких выборок, из полного набора данных, при регистрации спектрального хода коэффициентов поглощения.

Для уменьшения погрешности определения гранулометрического, при высокой экспериментальной погрешности, используются регуляризующие алгоритмы решения интегрального уравнения, связывающего экспериментально измеряемые параметры лазерного излучения с параметрами гетерогенных систем. На практике, как правило, экспериментальные данные представлены измерениями в конечном числе точек. При этом уравнение (1) может быть заменено матричным $A \times s = \mu$. В качестве приближенного регуляризованного решения матричного уравнения берется вектор S , минимизирующий функционал Тихонова. Важной и достаточно сложной задачей при построении регуляризованного решения интегрального уравнения является выбор величины параметра регуляризации α . При малых значениях α решаемое уравнение близко к исходному. С другой стороны, при очень малой величине α , в силу малой информативности оптических измерений и наличия ошибок, полученное решение будет сглаженным (или вовсе не имеет физического смысла). Величина параметра регуляризации α зависит от уровня ошибок экспериментального измерения.

Важное значение при решении обратных задач имеет учет погрешностей, появляющихся на различных этапах: при регистрации экспериментальных данных и их обработки. Ошибки при проведении экспериментальных исследований связаны со следующими факторами:

1. уровнем оптических и электрических помех при измерении величины рассеянного потока;
2. отклонением формы дисперсных частиц от сферической и неоднородностью;
3. грубой оценкой комплексного показателя преломления;
4. наличием на поверхности дисперсных частиц свободных зарядов;
5. наличием вокруг частиц оболочек из пара из вещества дисперсной частицы.

Следует отметить, что погрешность математической обработки экспериментальных данных, при решении обратной задачи, увеличивается значительно быстрее, чем увеличивается экспериментальная погрешность.

РАЗДЕЛЕНИЕ ИОНОВ КАЛЬЦИЯ И МАГНИЯ В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ ХЛОРИДОВ ПОД ДЕЙСТВИЕМ ВНЕШНЕГО АССИМЕТРИЧНОГО ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО ПОЛЯ

Туксов И.В., Шаманин И.В., Гофман В.Н.

Научный руководитель: Тимченко С.Н., к.т.н.

Томский Политехнический Университет, 634050, Россия, г.Томск, пр. Ленина 30

E-mail:Whirpool94@yandex.ru

Обнаруженное ранее явление селективного дрейфа сольватированных ионов под действием внешнего асимметричного электрического поля на сегодня нашло только одно практическое приложение в технологии разделения катионов церия и иттрия, образующихся при исследовании свойств отработанного ядерного топлива. При этом направления, в которых использование явления может принести значимый эффект. Основной причиной небольшого количества практических использований обнаруженного явления стали два фактора: неглубокая проработка вопроса аппаратного исполнения технических систем, функционирующих на основе явления, и недостаток экспериментальной информации о влиянии частот электрического поля на эффективность процессов разделения сольватированных ионов в движущихся (циркулирующих) растворах.

В данной работе проведен ряд экспериментов по возбуждению явления селективного дрейфа сольватированных ионов под действием внешнего “асимметричного” электрического поля на циркулирующий раствор солей хлоридов кальция и магния в полярном жидком диэлектрике – в воде. Цель работы – исследование процессов электроиндуцированного переноса сольватированных ионов в растворе под действием асимметричного поля.

Для успешного выполнения поставленной цели необходимо было выполнить ряд задач, а именно:

1. Разработка конструкции экспериментальной установки.
2. Экспериментальное изучение процесса электроиндуцированного переноса сольватированных ионов кальция и магния в растворах электролитов.
3. Исследование частотной зависимости эффекта разделения ионов кальция и магния.

Проведено экспериментальное изучение явления электроиндуцированного селективного дрейфа сольватированных ионов в растворах электролитов под действием асимметричного электромагнитного поля на примере разделения бинарных ионных смесей хлоридов магния и кальция. Так же показано, что эффект селективного дрейфа наблюдается для каждого из присутствующих в растворе ионов в определенном диапазоне частот переменного асимметричного поля. Изучены качественные и количественные закономерности частотной зависимости содержания ионов кальция и магния в смеси их хлоридных растворов. И проведена количественная оценка эффекта разделения, характеризуемого эффектом разделения. Коэффициент разделения по кальцию при резонансной частоте в 100 Гц и напряжению 285 В составил значение 1,21.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Казарян М.А., Ломов И.В., Шаманин И.В. Электрофизика структурированных растворов солей в жидких полярных диэлектриках. - М.:Физматлит, 2011. – 190с.
2. Способ разделения ионов металлов. Патент РФ № 2428759 (2011) / Гаврилов П.М., Гусев А.Л., Трутнев Ю.А., Казарян М.А., Шаманин И.В. и др.
3. Kazaryan M.A., Shamanin I.V., Mel'nik N.N., Lomov I.V., Dolgoplov S.Yu The Structure and Radiophysical Properties of Solutions of Salts in Liquid Polar Dielectrics // Russian Journal of Physical Chemistry B, 2009, Vol. 3, No. 1, p.p. 40-45
4. Shamanin I.V., Kazaryan M. A. Clusters Formation in Salts Solution in Polar Dielectric Liquids and Electrically-induced Separation of Solvated Ions // British Journal of Applied Science and Technology. - 2014 - Vol. 4 - №. 18, p.p. 2538-2550
5. Shamanin I.V., Kazaryan M. A., Sidko D. F. Cluster Structure of Salt Solutions in Polar Dielectric Liquids // Advanced Materials Research. - 2015 - Vol. 1084, p.p. 97-107
6. Пуховский Ю.П., Сахаров Д.В., Сафонова Л.П. Исследование структуры сольватных оболочек ионов Na⁺ и K⁺ в N,N-диметилформамиде при различной температуре методом молекулярно-динамического моделирования //Журнал структурной химии, Том 43, № 2, 2002, с. 307-316

Секция 3

**ТЕХНОЛОГИИ УТИЛИЗАЦИИ И ХРАНЕНИЯ ОТХОДОВ
ИЗОТОПНЫХ ПРОИЗВОДСТВ**

Председатель: к.ф.-м.н., доцент А.Г. Каренгин

ЦЕМЕНТНЫЕ КОМПОЗИЦИИ ДЛЯ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗОТОПОВ

Федюк Р.С., Смоляков А.К., Шкребтий Т.А., Евдокимова Ю.Г.

Дальневосточный федеральный университет, Россия, г. Владивосток

E-mail: roman44@yandex.ru

Во всех отраслях атомной промышленности образуются радиоактивные отходы (РАО). В настоящее время в Российской Федерации накоплено примерно 650 млн. м³ жидких и твердых РАО суммарной активностью более $6 \cdot 10^{19}$ Бк.

Цементирование могильников радиоактивных отходов в России один из самых распространенных видов иммобилизации радиоактивных веществ. Используется специальный жидкий раствор, в состав которого входит множество химических элементов, на их прочность практически не влияют природные условия, а значит, срок их эксплуатации почти неограничен. Основным методом кондиционирования низко- и среднеактивных отходов является включение их в матричную композицию на основе неорганических материалов – цементирование, которое применяется для разных жидких и твердых отходов.

Причина широкого распространения цементирования – негорючесть и отсутствие пластичности у отвержденного продукта, а также простота самого процесса цементирования. В то же время в [2] отмечается ряд недостатков данной технологии:

- достаточно невысокая степень включения отвержденных компонентов в цемент, приводящая к увеличению объема конечного продукта;
- большая вымываемость из цемента включенных в него компонентов;
- присутствие в конечном отвержденном продукте значительного количества воды.

Для цементирования жидких радиоактивных отходов (ЖРО), представляющих собой водные растворы, пульпы и суспензии, наиболее подходят гидравлические вяжущие материалы, связывающие воду при гидратации и твердении. Принимая во внимание доступность, относительно низкую стоимость и хорошо изученные свойства, наиболее часто предлагаются портландцемент (ПЦ) и шлакопортландцемент (ШПЦ). Отмечается, что предпочтительным для цементирования ЖРО является ПЦ с низким содержанием алюминатов кальция и повышенным – силикатов кальция, обеспечивающий большую прочность и стойкость цементного компаунда. Однако такой цемент имеет низкую скорость схватывания и твердения, для увеличения которых он должен иметь повышенную тонкость помола. Кроме того, для солевых концентратов ЖРО предлагаются вяжущие материалы на основе металлургических шлаков, солей калия, магния и алюминия, алюминатов кальция, глиноземистого цемента и модифицированного ПЦ.

Добавка тонкоизмельченного металлургического шлака, бентонита и кремнеземсодержащих порошков, тонкомолотой золы уноса теплоэлектростанций придают цементному композиту большую стойкость и долговечность. Для снижения вязкости цементного раствора могут быть использованы супер- и гипер- пластификаторы. Добавки глины снижают расслаивание и водоотделение цементного раствора. Силикаты натрия улучшают почти все основные показатели цементирования ЖРО. Для уменьшения выщелачивания радионуклидов из цементной матрицы используются различные глинистые материалы, сланцы, цеолиты. При цементировании ЖРО, содержащих соединения бора, в [1] предлагается использовать $\text{Ca}(\text{OH})_2$, NaOH , силикаты натрия, растворимые соли кальция и комплексные добавки. Большое количество добавок в цементный раствор на этапе его приготовления усложняет технологический процесс, уменьшает производительность, требует дополнительного оборудования, а также вносит ошибку в точность соблюдения заданного состава цементной композиции. Избежать этого позволяет использование готовой композиции из сухих компонентов.

Для изготовления бетонов и растворов, применяемых в конструкциях радиационной защиты, используются вяжущие как на минеральной, так и на органической основе. Из органических вяжущих широкое применение получили эпоксидные, фенолформальдегидные, резорцинформальдегидные смолы и другие полимеры, имеющие удовлетворительную радиационную стойкость, а из минеральных вяжущих – портландцемент и его разновидности, глетглицериновый цемент, а также некоторые виды специальных цементов: борсодержащий, магнезиальный и другие [3].

Для повышения эффективности защиты против нейтронного излучения рекомендуется применять цементы, образующие при твердении гидратные новообразования с большим содержанием химически связанной воды. К таким вяжущим относятся цемент Сорела, расширяющийся сульфатно-

шлаковый и глиноземистый цементы, а также сложные цементы, изготовленные с использованием свинца, например, свинцово-бариевый и железо-свинцово-бариевый цементы [4-5].

Важным в технологии цементирования ЖРО является способность связывать воду. В связи с развитием промышленности, появлением новых радиоактивных отходов должен совершенствоваться и процесс цементирования и сами цементные композиты.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Варлаков А.П. Научное обоснование унифицированной технологии цементирования радиоактивных отходов: автореф. дисс... докт. техн. наук. – М., 2011. – 51 с.
2. Андрушин И.А., Юдин Ю.А. Обзор проблем обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом. - Саров: ФГУП "РФЯЦ-ВНИИЭФ", 2010. - 119 с.
3. Королев, Е.В. Радиационно-защитные и коррозионно-стойкие серные строительные материалы / Е.В. Королев, А.П. Прошин, Ю.М. Баженов, Ю.А. Соколова. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Палеотип, 2006. – 272 с.
4. Егер Т. Бетоны в технике защиты от излучений. – М.: Атомиздат, 1960. – 84 с.
5. Рояк С.М., Рояк Г.С. Специальные цементы. – М.: Стройиздат, 1993. – 392 с.

АНАЛИЗ И ВЫБОР ВЫГОДНЫХ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПРИЕМОМ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПУТЕЙ ДЛЯ РЕАЛИЗАЦИИ ЭФФЕКТИВНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АЭС В УСЛОВИЯХ СТАНОВЛЕНИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Аусенов К.Ж.¹, Шаманин И.В.²

Научный руководитель: Шаманин И.В., д.ф.-м.н., профессор

¹Ассоциация «Ядерное общество Казахстана»,
050020, Казахстан, г. Астана, ул. Д. Кунаева, 10

E-mail: kaussenov@mail.ru

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

На основе нашего исследования «Оценка эффективности строительства АЭС на базе реакторов средней и большой мощности для ядерной энергетики Республики Казахстан» сделан вывод о том, что референтными блоками для строительства АЭС в Республике Казахстан могут быть реакторные блоки ВВЭР-1000 и CANDU-6, имеющие как свои преимущества, так и недостатки.

Эффективное использование АЭС достигается за счет повышения экономической эффективности, которое связано с целым рядом характеристик РУ и АЭС, таких как: повышение установленной мощности энергоблока; КПД; КИУМ; коэффициент воспроизводства. Рассмотрим вопрос улучшения показателя коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) для реактора ВВЭР-1000, пользе от этого потребителю и эффективного топливоиспользования. Как известно, что после того как ядерная установка начала работать, прибыль от ее эксплуатации зависит от КИУМ и повышается при длительных периодах (в настоящее время они доходят до 24 месяцев) между остановами на техобслуживание и перегрузку топлива [1].

В работе рассмотрены наилучшие эксплуатационные приемы для эффективного использования АЭС в Республике Казахстан.

В результате проведенных исследований получены закономерности:

- страны-лидеры по эффективности использования мощности АЭС вышли вперед не за счет реакторных технологий, причиной их успеха является оптимизация практики эксплуатации АЭС на фоне благоприятствующего этому государственного регулирования;
- наиболее высокие показатели использования мощности на многолетних отрезках времени имеют реакторы с водой под давлением;
- КИУМ зависит от режима эксплуатации АЭС, а именно от факторов, ограничивающих максимально возможную выработку;
- ведущими факторами плановых потерь выработки являются перегрузки топлива, ремонты и модернизации.

Пути повышения КИУМ:

- удлинение интервалов между плановыми остановами, сокращения сроков таких остановов, совмещения остановов, вызванных разными причинами, включая надзорные процедуры;
- точное планирование и четкое осуществление всех работ на время плановых остановов по ремонту.
- удлинение топливного цикла;
- повышение рабочей мощности энергоблока обеспечивает на отдельных этапах рост КИУМ, за счет, к примеру, замены части основного оборудования АЭС;

Таким образом, повышение эффективности использования мощности не может являться самоцелью и должно иметь оптимальные границы, определенные по итогам взвешенной и индивидуальной оценки в каждом отдельном случае.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Стив Кидд. Топливо – козырная карта ядерное энергии? Атомная техника за рубежом. №9, 2009. УДК 621.039.003
2. Аусенов К.Ж., Шаманин И.В. Оценка эффективности строительства АЭС на базе реакторов средней либо большой мощности для ядерной энергетики Казахстана. Сборник тезисов докладов II международной научной конференции молодых ученых, аспирантов и студентов «Изотопы: Технологии, Материалы и Применение». Томск, 2015.
3. Басби Дж. Т. Экономическая целесообразность использования передовых материалов в ядерной энергетике. Атомная техника за рубежом. №12, 2010. УДК 621.039.526.003:621.039.53.

CEMENT COMPOSITIONS FOR DISPOSAL OF RADIOACTIVE ISOTOPES

Timokhin A.M., Mutalibov Z.A., Fediuk R.S.
Far Eastern Federal University, Russia, Vladivostok
E-mail: captainvmf@yandex.ru

Radioactive waste (RW) are formed in all sectors of the nuclear industry. Currently, the Russian Federation has accumulated about 650 million m³ of liquid and solid waste with a total activity of more than $6 \cdot 10^{19}$ Bq.

Cementing burial of radioactive waste in Russia is one of the most common types of immobilization of radioactive substances. It uses a special liquid solution, which includes a plurality of chemical elements in their natural condition durability practically no influence and, therefore, their life is almost unlimited. The main method of conditioning of low and intermediate level waste is to include them in a matrix composition based on inorganic materials - cementing, which is used for various liquid and solid waste.

Cause widespread cementing - incombustibility and lack of ductility in the cured product and the ease of the cementing process. At the same time, [1-2] indicated a number of shortcomings of this technology:

- fairly low degree of inclusion of the cured components in cement leads to an increase in the volume of the final product;

- leachability of large cement components included therein;

- presence in the final cured product a significant amount of water.

For cementing liquid radioactive waste (LRW) is an aqueous solution, and the pulp slurry, the most suitable hydraulic binders that bind water during hydration and hardening. Taking into account the availability, relatively low cost and well-studied properties, most often offered Portland cement (PC) and slag (SPC). It is noted that the preferred cementing of LRW is a PC with low calcium aluminate and high - calcium silicate, which provides greater strength and durability of the cement compound. However, this cement has a low setting and hardening speed, for increasing that it should have a higher fineness. In addition, for the salt LRW concentrates include adhesives based metallurgical slag, salts of potassium, magnesium, aluminum, calcium aluminates, alumina cement and the modified PC.

The addition of finely ground metallurgical slag, bentonite and silica-containing powder from fine fly ash thermal power plants cement composite impart greater resistance and durability. To reduce the viscosity of the cement slurry can be used super- and hyper-plasticizers. Clay Additives reduce delamination and water separation grout. Sodium Silicates improve almost all major indicators cementing of LRW. To reduce leaching of radionuclides from the cement matrix, various clay materials, shale, zeolite. When cementing LRW containing boron compound, [3] it is proposed to use Ca (OH)₂, NaOH, sodium silicates, soluble salts and complex calcium supplements. A large number of additives in cement mortar on its preparation stage complicates the manufacturing process, reduces performance, requires no additional hardware, as well as making a mistake in the observance of the accuracy of a given composition of the cement composition. Avoid this allows the use of the final composition of the dry ingredients. For the manufacture of concretes and mortars used in radiation shielding structures are used as mineral binders and organic-based. Among the organic binders wide application epoxy, phenol formaldehyde, resorcinol resins and other polymers having a satisfactory radiation resistance, and mineral binders - Portland cement and its varieties, gletglitserin cement, as well as some kinds of special cements: boron, magnesia and other.

To improve the effectiveness of protection against neutron radiation is recommended to use cements forming hardening hydrate tumors with a high content of chemically bound water. Such binders include Sorel cement, expanding sulfate slag cement and alumina, as well as complex cements made with lead, such as lead and barium-iron-lead-barium cements.

Important in cementing LRW technology is the ability to bind water. In connection with the development of the industry, the emergence of new radioactive waste must be improved and the process of cementing and cement composites themselves.

LITERATURE

1. Fediuk R.S., Yushin A.M. Modern Technologies of Nondestructive Testing of Construction Materials // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering, Volume 132, conference 1.
2. Andryushin I.A., Yudin Yu.A. Overview of treatment problems of radioactive waste and spent nuclear fuel. - Sarov: FSUE "VNIIEF", 2010. - 119 p.
3. Varlakov A.P. Scientific substantiation of a unified technology of cementation of radioactive waste: Abstract. diss ... doctor. tehn. sciences. - M., 2011. - 51 p.

ЭНЕРГОЭФФЕКТИВНАЯ ОБРАБОТКА ЖРО В ВОЗДУШНО-ПЛАЗМЕННОМ ПОТОКЕ В ВИДЕ ДИСПЕРГИРОВАННЫХ ГОРЮЧИХ КОМПОЗИЦИЙ

Каренгин А.А.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: karenginaa@tpu.ru

Одной из острых проблем предприятий ядерного топливного цикла (ЯТЦ) является обращение с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО). За время многолетней работы предприятий ЯТЦ накоплены миллионы тонн водно-солевых отходов (ВСО) низкой и средней активности (азотнокислые экстракционные рафинаты, аммиачно-хлоридные маточные растворы, аммиачные маточные растворы и др.), которые после выпаривания и прокалки направляют на цементирование или битумизацию и далее на длительное хранение или захоронение. К недостаткам применяемых технологий следует отнести многостадийность, значительные энерго- и трудозатраты.

Для обработки ВСО перспективным является применение низкотемпературной плазмы. Плазменная обработка диспергированных водных растворов солей или суспензий гидроксидов металлов является одностадийным, гибким и наиболее универсальным методом, основными достоинствами которого являются: высокая скорость процесса, большое число каналов воздействия на физико-химические свойства целевых продуктов, возможность синтеза сложных оксидных соединений, а также высокая химическая активность получаемых целевых продуктов. Однако плазменная обработка диспергированных водно-солевых растворов требует значительных энергозатрат (до 4 МВт·ч/т).

Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при совместной обработке горючих и негорючих отходов в воздушно-плазменном потоке в виде оптимальных по составу диспергированных водно-солеорганических композиций (ВСОК), обеспечивающих их энергоэффективную обработку.

По результатам расчетов показателей горючести различных водно-солеорганических композиций («ВСО–ацетон», «ВСО–этанол» и др., обладающих высокой взаимной растворимостью) определены составы ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_{п}^p \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{ад} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение затрат электрической энергии на плазменную обработку отходов (до 0,1 МВт·ч/т), но и дополнительное получение тепловой энергии (до 2,0 МВт·ч/т) для технологических и бытовых нужд.

В результате термодинамических расчетов процесса плазменной обработки ВСОК установлены основные закономерности влияния исходного состава этих композиций и массовых долей воздушного плазменного теплоносителя на равновесные составы образующихся газообразных и твердых продуктов и определены режимы для практической реализации процесса, обеспечивающие экологически безопасную плазменную обработку отходов в воздушной плазме.

По результатам численных расчетов кинетики плазменной обработки диспергированных ВСОК в воздушно-плазменном потоке установлены основные закономерности влияния начальных параметров потока (температура, скорость), капле (размер, скорость), их массового отношения на параметры высокотемпературного двухфазного течения с фазовыми переходами и предложена модель реактора для их эффективной плазменной обработки.

С учетом полученных результатов разработан реактор на базе ВЧФ-плазмотрона в составе плазменного стенда «Плазменный модуль на базе высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01» (рабочая частота 13,56 МГц, колебательная мощность до 60 кВт), проведены исследования и экспериментально подтверждена возможность энергоэффективной плазменной обработки водно-солевых отходов в воздушно-плазменном потоке в виде диспергированных горючих композиций.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии и оборудования для энергоэффективной плазменной обработки ЖРО в виде горючих и негорючих отходов, образующихся на предприятиях ядерного топливного цикла.

ПЛАЗМЕННАЯ ОБРАБОТКА РЕЭКСТРАКТОВ ПЛАТИНОИДОВ ПОСЛЕ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Гостева И.В.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: inesa-gosteva@mail.ru

Истощение минеральных запасов металлов платиновой группы (платиноидов) усиливает интерес к проблеме их выделения из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Этот интерес появился еще в начале 60-х годов двадцатого века, но вследствие целого ряда причин как технического, так и экономического характера, до настоящего времени ни один из предложенных методов не был использован в промышленном масштабе. Рано или поздно это приведет к росту стоимости платиноидов до такой степени, что ОЯТ действительно может стать замещающим источником их промышленного производства. Развитию технологий, связанных с выделением платиноидов будет способствовать рост мощностей атомной энергетики и, соответственно, накопление ОЯТ.

В связи с этим представляет интерес использование плазмы для энергоэффективной обработки водно-солевых реэкстрактов родия и палладия с целью извлечения из отходов переработки ОЯТ и последующего использования.

Плазменная технология обработки водных растворов солей и гидроксидов металлов обладает многими важными особенностями. Это возможность получения гомогенного распределения компонентов и заданного стехиометрического состава во всем объеме получаемых дисперсных продуктов (порошков), их чистота и возможность активно влиять на морфологию частиц, если это является важным. Однако эта технология требует значительных энергозатрат (2-4 МВт·ч/т).

Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при плазменной обработке водно-солевых реэкстрактов в виде оптимальных по составу диспергированных горючих водно-солеорганических композиций (ВСОК).

В работе представлены результаты моделирования процесса обработки в воздушной плазме водно-солевых реэкстрактов в виде диспергированных горючих ВСОК.

В результате расчетов показателей горючести различных по составу модельных водно-солеорганических композиций на основе этанола (ацетона) и реэкстрактов родия и палладия, обладающих высокой взаимной растворимостью, определены составы ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_{нр} \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{ад} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение затрат энергозатрат на плазменную обработку реэкстрактов (до 0,1 МВт·ч/т), но дополнительное получение тепловой энергии для технологических и бытовых нужд (до 2,0 МВт·ч/т).

С использованием лицензионной программы «TERRA» определены равновесные составы газообразных и конденсированных продуктов плазменной обработки водных реэкстрактов родия и палладия в виде горючих композиций в широком диапазоне температур (300÷4000 К) и массовых долей воздушного плазменного теплоносителя (0,1÷0,9), а также произведена оценка энергозатрат на процесс их плазменной обработки.

С учетом полученных результатов рекомендованы следующие оптимальные режимы обработки водных реэкстрактов родия и палладия в воздушно-плазменном потоке:

- состав ВСОК-1: (70% Реэкстракт(Rh) : 30 % этанол);
- состав ВСОК-2: (70% Реэкстракт(Pd) : 30 % этанол);
- массовое отношение фаз: (74 % Воздух : 26 % ВСОК-1(ВСОК-2));
- рабочая температура: (1500±100) К;
- Эуд = 15 МДж/кг.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании плазменной технологии обработки водных реэкстрактов родия и палладия, а также других металлов платиновой группы для их извлечения из отходов переработки ОЯТ и последующего использования.

МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКИ АММИАЧНО-ХЛОРИДНЫХ МАТОЧНЫХ РАСТВОРОВ

Никишкин И.Ю.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: nikishkin.il@yandex.ru

За период работы предприятий ядерного топливного цикла накоплены, а также ежегодно образуются огромные объемы низко- и среднеактивных водно-солевых отходов (аммиачные маточные растворы, аммиачно-хлоридные маточные растворы, азотнокислые экстракционные рафинаты, и др.), которые размещают для длительного хранения в бассейнах различного назначения.

В первую очередь направляют на переработку образовавшиеся с течением времени иловые отложения, которые подвергают обезвоживанию, термообработке (выпаривание и прокатка) для уменьшения объема, а затем направляют на цементирование или битумизацию и далее на длительное хранение или захоронение. Данная технология многостадийна и требует значительных трудо- и энергозатрат на обработку таких отходов.

Плазменная обработка диспергированных водных растворов солей или суспензий гидроксидов металлов является одностадийным, гибким и наиболее универсальным методом получения как простых, так и сложных оксидов металлов многоцелевого назначения. Основными достоинствами способа является: высокая скорость процесса; большое число каналов воздействия на физико-химические свойства целевых продуктов; возможность синтеза сложных оксидных соединений, а также высокая химическая активность получаемых целевых продуктов.

Однако плазменная обработка только водно-солевых отходов является дорогостоящим процессом из-за высоких удельных энергозатрат (2-4 МВт·ч/т). Существенное снижение энергозатрат на процесс обработки таких отходов может быть достигнуто при их плазменной обработке в виде оптимальных по составу диспергированных горючих водно-солеорганических композиций (ВСОК).

В работе представлены результаты моделирования процесса обработки в воздушной плазме водно-солевых отходов в виде аммиачно-хлоридных маточных растворов (АХМР), имеющих следующий характерный состав (г/л): $\text{NH}_4\text{NO}_3 - (70 \div 80)$; $\text{CaCl}_2 - 5$; $\text{Ca}(\text{NO}_3)_2 - 20$; $\text{NH}_4\text{Cl} - 4$; ПАВ – (0,2÷0,3); U – менее 0,002; H_2O – остальное.

В результате расчетов показателей горючести различных по составу модельных водно-солеорганических композиций на основе этанола (ацетона) и АХМР, обладающих высокой взаимной растворимостью, определены составы ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_{\text{нр}} \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{\text{ад}} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение затрат энергозатрат на плазменную обработку СНР (до 0,1 МВт·ч/т), но дополнительное получение тепловой энергии для технологических и бытовых нужд (до 2,0 МВт·ч/т).

По результатам термодинамического моделирования исследуемого процесса плазменной обработки таких отходов в виде горючих ВСОК определены и рекомендованы для практической реализации оптимальные режимы их энергоэффективной и экологически безопасной обработки в воздушной плазме.

С учетом полученных результатов проведены экспериментальные исследования процесса плазменной обработки модельных отходов на плазменном стенде «Плазменный модуль на базе высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01» (рабочая частота 13,56 МГц, колебательная мощность до 60 кВт), и экспериментально подтверждена возможность энергоэффективной плазменной обработки АХМР в воздушно-плазменном потоке в виде диспергированных горючих композиций.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии для эффективной плазменной обработки различных радиационно-загрязненных водно-солевых отходов в виде горючих композиций, а также других жидких радиоактивных отходов создаваемого российского замкнутого ядерного топливного цикла.

МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКИ АЗОТНОКИСЛЫХ ЭКСТРАКЦИОННЫХ РАФИНАТОВ

Павленко А.П.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: moroziknastia94@mail.ru

За время многолетней работы предприятий ядерного топливного цикла (ЯТЦ) накоплены и ежегодно образуются миллионы тонн низкоконцентрированных водно-солевых отходов низкой и средней активности (азотнокислые экстракционные рафинаты, аммиачно-хлоридные маточные растворы, аммиачные маточные растворы и др.). По действующей технологии эти отходы подвергают термообработке (выпаривание и прокалка) для уменьшения объема, а затем направляют на цементирование или битумизацию и далее на длительное хранение или захоронение. К недостаткам применяемых технологий следует отнести многостадийность, необходимость использования большого количества химических реагентов, значительные энерго- и трудозатраты. Снижение энергозатрат на термообработку таких отходов приведет к существенному удешевлению их утилизации.

Для обработки таких водно-солевых отходов (ВСО) перспективным является применение низкотемпературной плазмы. Однако плазменная обработка только ВСО потребует значительных энергозатрат (до 4 МВт·ч/т).

Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при совместной обработке горючих и негорючих отходов в воздушно-плазменном потоке в виде оптимальных по составу диспергированных водно-солеорганических композиций (ВСОК), обеспечивающих их энергоэффективную обработку.

В работе представлены результаты моделирования процесса плазменной обработки азотнокислых экстракционных рафинатов (АЭР), имеющих следующий характерный состав (г/л): HNO_3 – (180÷200); Al – (25÷30); Fe – (0,5÷4,0); Ni – (0,1÷1,0); Si – 0,5; F – (30÷38);), U – менее 0,002; H_2O – остальное.

На основе результатов расчетов показателей горючести модельных композиций («АЭР–ацетон», «АЭР–этанол» и др.), обладающих высокой взаимной растворимостью, определены составы ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_n^p \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{ад} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение затрат энергозатрат на плазменную обработку СНР (до 0,1 МВт·ч/т), но дополнительное получение тепловой энергии для технологических и бытовых нужд (до 2,0 МВт·ч/т).

В результате термодинамических расчетов процесса плазменной обработки ВСОК установлены основные закономерности влияния исходного состава этих композиций и массовых долей воздушного плазменного теплоносителя на равновесные составы образующихся газообразных и твердых продуктов и определены режимы для практической реализации процесса, обеспечивающие экологически безопасную плазменную обработку отходов в воздушной плазме. Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA».

С учетом полученных результатов проведены экспериментальные исследования процесса плазменной обработки модельных отходов на плазменном стенде «Плазменный модуль на базе высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01» (рабочая частота 13,56 МГц, колебательная мощность до 60 кВт), и экспериментально подтверждена возможность энергоэффективной плазменной обработки АЭР в воздушно-плазменном потоке в виде диспергированных горючих композиций.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии для энергоэффективной плазменной обработки различных радиационно-загрязненных водно-солевых отходов в виде горючих композиций, а также других жидких радиоактивных отходов создаваемого российского замкнутого ядерного топливного цикла.

ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОЙ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНОГО ГРАФИТА

Гатауллина А.Р., Луценко Ю.Ю., Черниговский С.В.

Научный руководитель: Луценко Ю.Ю., д.ф.-м.н.

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: AL279Na2@yandex.ru

В настоящее время является актуальной проблема утилизации радиоактивного графита C^{14} используемого в качестве замедлителя нейтронов ядерных реакторов. В процессе работы ядерного реактора происходит накопление радионуклидов углерода с различным периодом полураспада. После остановки реактора возникает потребность в утилизации радиоактивных графитовых блоков. При выводе из эксплуатации уран-графитовых реакторов графитовая кладка обычно остаётся на месте пункта захоронения. Однако облучённые графитовые конструкционные элементы из приреакторного хранилища требуют переработки.

В работе предложен способ сжигания радиоактивного графита в аргоновой плазме факельного разряда с последующим разделением его компонент. При этом радиоактивный графит используется в качестве материала, из которого изготовлен разрядный электрод. Скорость подачи перерабатываемого материала в плазму, таким образом, будет определяться степенью охлаждения графитового электрода. Однако в этом случае температура поверхности электрода и соответственно скорость испарения графита может изменяться лишь в сторону более низких значений по сравнению с неохлаждаемым электродом.

В настоящей работе рассмотрена возможность управления скоростью испарения графитового электрода посредством наложения на высокочастотный потенциал постоянной составляющей электрического поля. В этом случае появляется возможность регулирования температуры поверхности электрода и скорости его испарения в сторону более высоких значений величин. С этой целью была собрана экспериментальная установка, состоящая из высокочастотного факельного плазмотрона, на электрод которого подавался положительный высоковольтный потенциал и оптического пирометра. Для предотвращения попадания высокочастотного тока в высоковольтный блок питания постоянного тока использовались LC – фильтры. Проводились измерения температуры поверхности электрода в зависимости от величины постоянного потенциала, подаваемого на электрод. При этом условия охлаждения электрода не изменялись. Также проводились измерения скорости испарения материала электрода путём его взвешивания. Результаты измерений представлены на рис. 1.

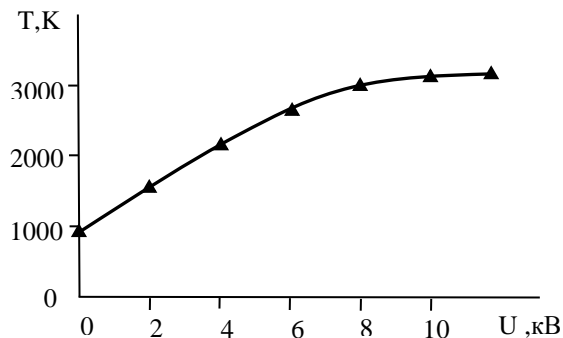


Рис. 1. Зависимость температуры электрода от величины постоянного потенциала

Как видно из представленного рисунка с ростом величины постоянного потенциала наблюдается рост температуры поверхности электрода. Аналогичную зависимость от величины потенциала электрода имеет также и скорость испарения его материала. Однако при потенциале $U > 8$ кВ наблюдается некоторое замедление роста температуры.

Таким образом, в представленной работе показана возможность регулирования процессом испарения графитового электрода и тем самым показаны возможные пути совершенствования данной технологии.

МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКИ ОТХОДОВ В ВИДЕ АММИАЧНЫХ МАТОЧНЫХ РАСТВОРОВ

Пешехонова А.С.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: anastasiya.peshehonova@mail.ru

На предприятиях ядерного топливного цикла (ЯТЦ) за период многолетней работы накоплены, а также ежегодно образуются огромные объемы низко- и среднеактивных водно-солевых отходов (аммиачные маточные растворы, аммиачно-хлоридные маточные растворы и др.), которые размещают для длительного хранения в бассейнах различного назначения.

По действующей технологии эти отходы подвергают обезвоживанию, термообработке (выпаривание и прокалка) для уменьшения объема, а затем направляют на цементирование или битумизацию и далее на длительное хранение или захоронение. К недостаткам применяемых технологий следует отнести многостадийность, необходимость использования большого количества химических реагентов, значительные энерго- и трудозатраты. Снижение энергозатрат на термообработку таких отходов приведет к существенному удешевлению их утилизации.

Плазменная обработка диспергированных водных растворов солей или суспензий гидроксидов металлов является одностадийным, гибким и наиболее универсальным методом получения как простых, так и сложных оксидов металлов многоцелевого назначения. Основными достоинствами способа является: высокая скорость процесса; большое число каналов воздействия на физико-химические свойства целевых продуктов; возможность синтеза сложных оксидных соединений, а также высокая химическая активность получаемых целевых продуктов.

Однако плазменная обработка только водно-солевых отходов является дорогостоящим процессом из-за высоких удельных энергозатрат (2-4 МВт·ч/т). Существенное снижение энергозатрат на процесс обработки таких отходов может быть достигнуто при их плазменной обработке в виде оптимальных по составу диспергированных горючих водно-солеорганических композиций (ВСОК).

В работе представлены результаты моделирования процесса обработки в воздушной плазме водно-солевых отходов в виде аммиачных маточных растворов (АМР), имеющих следующий характерный состав (г/л): NH_4NO_3 – (70-80); NH_4OH – 5; ПАВ – (0,2-0,3); U – менее 0,002; H_2O – остальное.

В результате расчетов показателей горючести модельных композиций («АМР–ацетон», «АБР–этанол» и др.), обладающих высокой взаимной растворимостью, определены составы ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_n^p \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{ад} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение энергозатрат на плазменную обработку АМР (до 0,1 МВт·ч/т), но дополнительное получение тепловой энергии для технологических и бытовых нужд (до 2,0 МВт·ч/т).

По результатам термодинамических расчетов процесса плазменной обработки АМР в виде ВСОК установлены основные закономерности влияния исходного состава этих композиций и массовых долей воздушного плазменного теплоносителя на равновесные составы образующихся газообразных и твердых продуктов и определены режимы для практической реализации процесса, обеспечивающие энергоэффективную и экологически безопасную обработку АМР в воздушной плазме. Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA».

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии для эффективной плазменной обработки различных радиационно-загрязненных водно-солевых отходов в виде горючих водно-солеорганических композиций, а также других жидких радиоактивных отходов создаваемого российского замкнутого ядерного топливного цикла.

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОЙ ОБРАБОТКИ РАДИАЦИОННО-ЗАГРЯЗНЕННЫХ ИЛОВЫХ ОТЛОЖЕНИЙ БАСЕЙНОВ-ХРАНИЛИЩ

Сычев А.В., Орешкин Е.А.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: antonn950605@yandex.ru

За время многолетней работы предприятий ядерного-топливного цикла (ЯТЦ) накоплено огромное количество радиационно-загрязненных отходов низкой и средней активности, которые размещены в бассейнах-хранилищах, на дне которых со временем образовались иловые отложения (ИЛО). Известны сорбционные, электрохимические, химические способы переработки и механическая классификация таких ИЛО [1]. Для стабилизации грунтов и илов, перевода их в устойчивые формы, препятствующие миграции радионуклидов из отходов, используются также различные способы высокотемпературной переработки ИЛО с получением керамических и стеклоподобных матриц [2]. Их общим недостатком является многостадийность и высокая стоимость переработки ИЛО.

Для обработки ИЛО перспективным является применение низкотемпературной плазмы. Однако плазменная обработка только ИЛО потребует значительных энергозатрат (до 4 МВт·ч/т). Существенное снижение энергозатрат на высокотемпературную обработку ИЛО может быть достигнуто при совместной обработке горючих и негорючих отходов в воздушно-плазменном потоке в виде оптимальных по составу диспергированных водно-солеорганических композиций (ВСОК), обеспечивающих их энергоэффективную обработку [3].

В работе представлены результаты моделирования процесса плазменной обработки ИЛО, имеющих следующий характерный состав (%): железо (3÷17), кремний (2,8÷8,5), кальций (0,2÷3,2), магний (1÷2,8), натрий (0,7÷1,9), фосфор (0,1÷0,9), вода (60÷90) [3].

На основе результатов расчетов показателей горючести модельных композиций («ИЛО–ацетон», «ИЛО–этанол» и др.), обладающих высокой взаимной растворимостью, определены составы ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_{н}^p \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{ад} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение затрат энергозатрат на плазменную обработку СНР (до 0,1 МВт·ч/т), но дополнительное получение тепловой энергии для технологических и бытовых нужд (до 2,0 МВт·ч/т).

В результате термодинамических расчетов процесса плазменной обработки ИЛО в виде ВСОК определены режимы для практической реализации процесса, обеспечивающие энергоэффективную и экологически безопасную обработку ИЛО в воздушной плазме. Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA».

Полученные режимы подтверждены в ходе экспериментальных исследований процесса обработки модельных ИЛО в виде горючих ВСОК в воздушной плазме ВЧФ-разряда на имеющемся лабораторном плазменном стенде «Плазменный модуль на базе высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01 ($f_{раб} = 13,56$ МГц, $P_{кол} = 60$ кВт).

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании оборудования и технологии для энергоэффективной плазменной обработки ИЛО и других радиационно-загрязненных водно-солевых отходов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рябчиков Б.Е. Очистка жидких радиоактивных отходов.- М.: ДеЛи принт, 2008. - 512 с.
2. Овчаренко Е.Г., Майзель И.Л., Карасев Б.В. Модифицированный вспученный перлит для локализации радионуклидов.- Пром. и граждан. Строительство. – 1994. - №8. - с.19-21.
3. Орешкин Е.А., Каренгин А.Г., Шаманин И.В. Моделирование и оптимизация процесса плазменной утилизации иловых отложений бассейнов-хранилищ жидких радиоактивных отходов // IV Международная школа-конференция молодых атомщиков Сибири: Сборник.

ПОИСК КЕРАМИЧЕСКОГО МАТЕРИАЛА ДЛЯ ОТВЕРЖДЕНИЯ ИЛОВЫХ ОТЛОЖЕНИЙ ФГУП «ГХК»

Григорьев А.С.^{1,2}

Научный руководитель: Антоненко М.В.¹ к.т.н., Мышкин В.Ф.² д.ф.-м.н., профессор
¹ ФГУП «Горно-химический комбинат», 662972, г. Железногорск, ул. Ленина, 53

² Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30.

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

На площадке ФГУП «ГХК», в горных выработках скального массива расположены три промышленных уран-графитовых реактора (ПУГР) – АД, АДЭ-1 и АДЭ-2. В настоящее время реакторы остановлены и приведены в ядерно-безопасное состояние, из активной зоны реакторов полностью выгружены тепловыделяющие элементы и проводятся подготовительные работы к полному выводу из эксплуатации. Реакторы выводятся из эксплуатации по варианту радиационно-безопасного захоронения на месте. Данная концепция предусматривает захоронение реакторов на месте размещения с созданием необходимых дополнительных защитных барьеров, обеспечивающих выполнение требований радиационной безопасности.

За период эксплуатации ПУГР ФГУП «ГХК» в бассейнах выдержки Реакторного завода, накопилось большое количество иловых отложений. Основными составляющими элементами отложений являются Fe, Si, Al. Было определено, что отложения имеют природное происхождение наносного характера, а также содержат продукты коррозии и фрагменты ядерного топлива [1]. В процессе вывода из эксплуатации ПУГР предусматривается извлечение иловых отложений из бассейнов выдержки для дальнейшего отверждения и передаче на захоронение национальному оператору по обращению с РАО.

Для минимизации количества РАО, образующихся от деятельности по выводу из эксплуатации ПУГР, предлагается в глинистые породы защитного барьера реакторов (реакторное пространство между кожухом и металлоконструкциями) добавлять отвержденные керамические образцы, содержащие в составе радиоактивные иловые отложения.

В рамках данного исследования планируется изучить свойства различных глинистых материалов и в дальнейшем обосновать безопасность включения полученных компаундов, содержащих иловые отложения, в массив защитного барьера ПУГР. Полученные керамические образцы должны соответствовать требованиям [2, 3] и не должны уступать по физико-химическим свойствам цементному компаунду. Отверждение иловых отложений предлагается производить путём включения их в глиняную матрицу с последующей осушкой (обжигом).



Рисунок 1 – Образец № 1



Рисунок 2 – Образец № 2

На данный момент проведено изучение свойств местных глин: воздушная усадка, спекаемость, запесоченность, механическая прочность. Получены керамические образцы (рис.1,2) цилиндрической формы размерами $d=20$ мм, $h=20$ мм и изучены их прочностные свойства. Из полученных результатов можно сделать выводы, что для создания высокоустойчивого керамического материала подходят смеси из глин с различным химическим составом.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Отчет о научно-исследовательской работе. Проверка режимов отверждения иловых отложений бассейнов выдержки ОЗВ и КГП РЗ методом цементирования № 24/1147 от 29.11.2012г.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» НП-19-2015.
3. Отходы радиоактивные цементированные. Общие технические требования. ГОСТ Р 51883-2002.

КОМПЛЕКСНАЯ ПЛАЗМЕННАЯ УТИЛИЗАЦИЯ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Пироженко Т.Е.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: shahmatovaol@tpu.ru

Около 97% отработавшего на АЭС ядерного топлива (ОЯТ) составляют изотопы уран-238 и синтезированный в ядерном реакторе плутоний-239, а доля продуктов деления изотопа уран-235 и других изотопов плутония не превышает 3% [1]. Основой технологии переработки ОЯТ на радиохимических заводах является ПУРЕКС-процесс, обеспечивающий высокую степень извлечения урана и плутония с высокой степенью очистки от продуктов деления. Экстракцию урана и плутония из водно-хвостовых растворов осуществляют трибутилфосфатом с использованием органических разбавителей (керосин, очищенные углеводороды и др.), которые со времени теряют свою эффективность и превращаются в горючие отходы переработки (ГОП ОЯТ), для которых эффективных технологий переработки до сих пор нет.

Оставшиеся без урана и плутония после первого экстракционного цикла отходы переработки (ОП ОЯТ) представляют собой слабоконцентрированные водно-солевые растворы, имеющие следующий модельный состав (%): $\text{HNO}_3 - 8,0$, $\text{H}_2\text{O} - 81,43$, $\text{Fe} - 0,07$, $\text{Mo} - 0,1$, $\text{Nd} - 0,11$, $\text{Y} - 0,06$, $\text{Zr} - 0,058$, $\text{Na} - 0,04$, $\text{Ce} - 0,039$, $\text{Cs} - 0,036$, $\text{Co} - 0,031$, $\text{Sr} - 0,026$ [2].

По действующей технологии ОП ОЯТ выпаривают, добавляют химические реагенты (силикаты, фосфаты, бораты и др.), остекловывают с последующим захоронением. Эта технология многостадийна, экологически небезопасна, требует химических реагентов и значительных энерго- и трудозатрат.

Для обработки ОП ОЯТ перспективным является применение низкотемпературной плазмы. Однако плазменная обработка только ОП ОЯТ потребует значительных энергозатрат (до 4 МВт·ч/т). Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при совместной обработке горючих и негорючих отходов в воздушно-плазменном потоке в виде оптимальных по составу диспергированных водно-солеорганических композиций (ВСОК), обеспечивающих их энергоэффективную обработку [3].

В работе представлены результаты моделирования процесса отдельной и совместной плазменной утилизации ГОП ОЯТ и ОП ОЯТ в виде водно-органических композиций, обеспечивающих их энергоэффективную обработку.

На основе результатов расчетов показателей горючести модельных композиций («ГОП ОЯТ–вода» и «ГОП ОЯТ–ОП ОЯТ») определены составы ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_{н^p} \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{ад} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение затрат энергозатрат на плазменную обработку отходов (до 0,1 МВт·ч/т), но дополнительное получение тепловой энергии для технологических и бытовых нужд (до 2,0 МВт·ч/т).

В результате термодинамических расчетов процесса плазменной обработки ВСОК установлены основные закономерности влияния исходного состава этих композиций и массовых долей воздушного плазменного теплоносителя на равновесные составы образующихся газообразных и твердых продуктов и определены режимы для практической реализации процесса, обеспечивающие энергоэффективную обработку этих отходов в воздушной плазме. Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA».

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании энергоэффективной плазменной технологии утилизации различных отходов замкнутого ЯТЦ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС. М.: Изд. дом МЭИ, 2007.- 448 с.
2. Пантелеев Ю.А., Александрук А.М. и др. Аналитические методы определения компонентов жидких радиоактивных отходов. – Л.: Труды Радиевого института им. В. Г.

СОВМЕСТНАЯ ПЛАЗМЕННАЯ ОБРАБОТКА ОТХОДОВ ОЧИСТКИ ВОДЫ И ПРОИЗВОДСТВА МЕТАНОЛА

Каренгин А.А.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: karenginaa@tpu.ru

В России накоплены и ежегодно образуются огромные объемы водно-солевых отходов различного происхождения, которые являются мощным фактором, воздействующим на окружающую среду и отрицательно влияющим на качество жизни человека. Однако эти отходы не только могут быть использованы, но их применение может быть выгодно с экономической точки зрения. Использование отходов в качестве вторичных материальных ресурсов решает ряд важных хозяйственных задач, таких как экономия основного сырья, предотвращение загрязнения водоемов, почвы и воздушного бассейна, производство новых видов товаров народного потребления и др.

На Томском подземном водозаборе после очистки пресной воды ежегодно образуются около 3000 т отходов водоочистки (ОВО), имеющих следующий состав (%): Fe- 30,3; Mn – 4,5; Si – 4,0; Ca – 1,0; H₂O – остальное [1]. Эти отходы содержат целый ряд ценных металлов и могли бы стать серьезной сырьевой базой для многотоннажного производства пигментов, а также изготовления на их основе различных красок, окрашенных строительных материалов и изделий, железосодержащих концентратов для производства сталей и сплавов и др. Однако из-за отсутствия энергоэффективных технологий эти отходы до сих пор не нашли широкого промышленного применения.

Томская компания ООО «Сибметакхим» занимает лидирующие позиции в России по производству метанола, годовое производство которого достигает 800 000 т. При этом образуется до 3500 т горючих отходов производства метанола (ГОПМ), имеющих следующий состав (%): CH₃OH - (50-70); C₂H₆O - (2,6-5,3); C₃H₈O и другие высшие спирты - (2,5-4,7), H₂O – остальное [2]. В настоящее время эти отходы сжигаются в печах реформинга и выбрасываются в атмосферу, что экологически небезопасно и приводит к значительным потерям тепловой энергии.

Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при совместной обработке горючих и негорючих отходов в воздушно-плазменном потоке в виде оптимальных по составу диспергированных водно-солеорганических композиций (ВСОК) [2].

На основе результатов расчетов показателей горючести композиций «ОВО–ГОПМ» определены оптимальные по составу ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_{н}^P \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{ад} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение затрат энергозатрат на плазменную обработку ОВО (с 4 до 0,1 МВт·ч/т), но дополнительное получение тепловой энергии для технологических и бытовых нужд (до 2,0 МВт·ч/т).

В результате термодинамических расчетов процесса плазменной обработки ВСОК установлены основные закономерности влияния исходного состава этих композиций и массовых долей воздушного плазменного теплоносителя на равновесные составы образующихся газообразных и твердых продуктов и определены режимы, обеспечивающие экологически безопасную плазменную обработку отходов в воздушной плазме и получение в составе твердых продуктов магнитного (Fe₃O₄) или немагнитного (Fe₂O₄) оксида железа. Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA». С учетом полученных результатов проведены экспериментальные исследования процесса плазменной обработки модельных отходов на плазменном стенде «Плазменный модуль на базе высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01» (рабочая частота 13,56 МГц, колебательная мощность до 60 кВт), и экспериментально подтверждена возможность энергоэффективной совместной плазменной обработки ОВО и ГОПМ в воздушно-плазменном потоке в виде диспергированных горючих композиций. Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии для энергоэффективной плазменной обработки ОВО и получения дешевых пигментов различного состава и назначения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ:

1. Лисецкий В.Н., Брюханцев В.Н., Андрейченко А.А. Улавливание и утилизация осадков водоподготовки на водозаборах г. Томска. - Томск: Изд-во НТЛ, 2003. – 164 с.
2. Шеховцова А.П. Оценка эффективности плазменного получения железосодержащих пигментов из горючих композиций на основе отходов очистки воды и отходов производства метанола. Химия и химическая технология в XXI веке: материалы XVII Международной научно-практической конференции студентов и молодых ученых имени профессора Л.П. Кулёва, посвященной 120-летию ТПУ/ТПУ. – Томск : Изд-во ТПУ, 2016. – с. 490-491.

ПЛАЗМЕННАЯ УТИЛИЗАЦИЯ ГОРЮЧИХ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Пирожено Т.И., Каренгин А.А.,

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: lumos@sibmail.com

Госкорпорация «Росатом» первой в мире приступила к созданию российского замкнутого ЯТЦ, который предусматривает поставку с АЭС отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), его выдержку и переработку, извлечение изотопов плутоний-239 и уран-238, производство на их основе МОКС-топлива и его поставку на АЭС.

Основной технологии переработки ОЯТ радиохимических заводов является ПУРЕКС-процесс, обеспечивающий высокую степень извлечения урана и плутония с высокой степенью их очистки от продуктов деления [1-3]. При этом в качестве экстрагентов для извлечения урана и плутония применяют трибутилфосфат (ТБФ) с различными разбавителями (керосин, очищенные углеводороды, четыреххлористый углерод, гексахлорбутадиен и др.).

Под действием радиоактивного облучения, обусловленного высоким содержанием в растворе продуктов деления, плутония и трансплутониевых элементов, экстрагенты с течением времени теряют свою эффективность и превращаются в горючие отходы переработки ОЯТ (ГОП ОЯТ), эффективных технологий утилизации которых в настоящее время нет.

В связи с этим представляют научный и практический интерес возможность использования низкотемпературной плазмы для эффективной утилизации таких отходов.

Как показано в работах [4-6], плазменная утилизация отходов в виде оптимальных по составу горючих водно-органических композиций, имеющих адиабатическую температуру горения $T_{ад} \approx 1200$ °С, обеспечивает их энергоэффективную и экологически безопасную утилизацию.

В работе представлены результаты исследований процесса плазменной утилизации ГОП ОЯТ в виде диспергированных горючих водно-органических композиций на основе ТБФ и ГХБД. В результате проведенных расчетов определены и рекомендованы для практической реализации оптимальные составы горючих водно-органических композиций на основе ГОП ОЯТ и режимы их плазменной утилизации.

С учетом полученных результатов проведены экспериментальные исследования процесса плазменной утилизации диспергированных горючих водно-органических композиций на основе модельных ГОП ОЯТ в воздушной плазме ВЧФ-разряда.

Показано, что применение плазменной утилизации ГОП ОЯТ в воздушной неравновесной плазме высокочастотного факельного разряда в виде оптимальных по составу диспергированных горючих водно-органических композиций позволяет обеспечить их энергоэффективную и экологически безопасную утилизацию.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии плазменной утилизации горючих отходов переработки ОЯТ и других ЖРО.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ОЯТ <http://nauka.relis.ru/06/0111/06111040.PDF>.
 2. Никифоров А.С., Кулиниченко В.В., Жихарев М.И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 184 с.
 3. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС. М.: Изд. дом МЭИ, 2007. – 448 с.
 4. Karengin A.G, Shakhmatova O.D., Karengin A.A., Novikova N.V. Plasma Utilization of Liquid Radioactive Waste. Proceedings of IFOST-2012. – Vol.2. - P.440-443.
 5. Каренгин А.Г., Шахматова О. Д. Моделирование процесса плазменной утилизации жидких радиоактивных отходов // Вестник науки Сибири. 2012, – № 2 (3). - С. 22-26.
- Власов В.А. Каренгин А. Г. , Каренгин А. А. , Шахматова О.Д. Моделирование процесса плазменной утилизации отходов переработки отработавшего ядерного топлива// Известия вузов. Физика. – 2012. – Т. 55. – № 11/2. - С. 377-382.

Секция 4

**ПРИМЕНЕНИЕ ИЗОТОПОВ В ФУНДАМЕНТАЛЬНЫХ,
ПРИКЛАДНЫХ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ И
МЕДИЦИНЕ. ПОЛУЧЕНИЕ ИЗОТОПНО-
МОДИФИЦИРОВАННЫХ МАТЕРИАЛОВ**

Председатель: д.т.н., доцент Д.Г. Видяев

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЯДЕРНОГО ЛЕГИРОВАНИЯ ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ ВЫСОКООМНОГО КРЕМНИЯ

Емец Е.Г., Головацкий А.В., Варлачева Н.В.

Научный руководитель: Варлачев В.А., д.т.н.

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: emecevgeniy@tpu.ru

Для производства приборов, которые позволяют регистрировать инфракрасное излучение, используется высокоомный кремний. Значения удельного электрического сопротивления (у.э.с.) такого материала более 10 кОм·см. С помощью ядерного легирования (ЯЛ) можно довольно точно и равномерно ввести фосфор в исходный материал, что позволит компенсировать акцепторные примеси и получить высокоомный кремний как р-типа, так и n-типа. Стоит отметить, что с увеличением у.э.с. многократно возрастает и его разброс по объёму слитка. Поэтому необходим жесткий отбор исходного материала для ЯЛ.

Нами было получено соотношение, которое позволяет отбраковывать те исходные слитки кремния, оба торца у которых после легирования не могут быть одновременно в заданном диапазоне сопротивлений. Например, если необходимо получить легированный кремний в диапазоне у.э.с. от $\rho_1 = 40000$ Ом·см до $\rho_2 = 10000$ Ом·см, то требование к исходному кремнию должно быть следующим:

$$\frac{1}{\rho_{01}} - \frac{1}{\rho_{02}} \leq 0,24 \cdot 10^{-4} \text{ Ом} \cdot \text{см}, \quad (1)$$

где ρ_{01} и ρ_{02} – у.э.с. исходных слитков кремния.

Эксперименты проводились на исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т [1, 2] мощностью 6 МВт Томского политехнического университета. Для этого в лаборатории имеются печь отжига радиационных дефектов, установки для измерения значений у.э.с., времени жизни неосновных носителей заряда и типа проводимости, а также химический участок дезактивации кремния после облучения. При проведении эксперимента было проведено легирование опытно-промышленной партии монокристаллического кремния р-типа диаметром 27-29 мм, для которых требовалось получить следующие электрофизические параметры:

- 1) тип проводимости n.
- 2) у.э.с. в диапазоне от 10 до 40 кОм·см;
- 3) торцевой разброс у.э.с., определяемый выражением (2) не должен превышать 15%:

$$\delta\rho = \frac{\rho_{\max} - \rho_{\min}}{\rho_{\max} + \rho_{\min}}, \quad (2)$$

где ρ_{\max}, ρ_{\min} – максимальное и минимальное значение у.э.с. на торце слитка;

- 4) время жизни неосновных носителей заряда должно быть не менее 60 нс.

В процессе выполнения эксперимента было проведено ЯЛ 300 кг кремния. Отжиг радиационных дефектов, вызванных воздействием быстрых нейтронов, проводился при температуре 650 °С в течение 30 минут. По итогам исследований можно сделать вывод о том, что разработанные критерии отбора исходного материала позволяют значительно увеличить выход готовой продукции с заданными электро-физическими параметрами.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Глухов Г.Г., Диденко А.Н. Ядерный реактор ИРТ-Т НИИЯФ ТПИ в научных и прикладных исследованиях // Атомная энергия. – 1988. – Т. 64. – Вып.5. – С.366-370.
2. Томский комплекс нейтронно-трансмутационного легирования кремния / Варлачев В.А., Кузин А.Н., Лыхин С.В. и др. // Атомная энергия, 1995. – Т. 79. – Вып. 1. – С. 38–40.
3. Нейтронно-трансмутационное легирование полупроводников / под ред. Дж. Миза: сборник статей. – М.: Мир, 1982. – 264 с.

SIMULATION OF PLASMACHEMICAL SYNTHESIS OF OXIDE AND CARBON-OXIDE COMPOSITIONS FOR DISPERSION NUCLEAR FUEL

Alyukov E., Novoselov I., Poberezhnikov A.

Supervisor: Karengin A., PhD, Associate Professor
Tomsk Polytechnic University, Russia, Tomsk, Lenin Ave, 30
E-mail: john.judo@mail.ru

Modern atomic energetics using oxide nuclear fuel (NF) in form of uranium dioxide (enriched in uranium-235) in thermal neutron reactors (TNR) has many advantages as well as disadvantages. Major disadvantages are low thermal conductivity (4.5 kJ/(m·K)), which limits specific capacity of reactor in melting temperature; frailty of ceramic fuel and possibility to fracture at high temperatures; short usage cycle (refueling every 3–5 years); impossibility to create low (10–100 MW) and extra low (up to 10 MW) capacity power generation systems; high costs on spent NF utilization; uranium-235 finite life. These factors slow down the atomic energetic development based on using TNR and lead to refusal of it in several countries.

One of the upcoming trends in atomic energetics development is creating reactor systems which use dispersion NF. In that fuel granular oxide nuclear compositions (uranium, thorium, plutonium, etc.) are placed in matrix (aluminum, molybdenum, stainless steel, etc.). Dispersion NF characterized by lack of direct contact between granules due to their regular distribution in matrix and has the following advantages: high thermal conductivity and mechanical properties; low formation of gaseous fission products; high fuel burnout (up to 120 MW·day/kg); high nuclear hardness; high durability, providing TVEL geometric stability; localization of fission products in granules; low heat reserve in fuel; low escapement of radioactive fission products in heat transfer agent circuit in case of cover failure; possibility to control the reactor online. In case of usage uranium-238, thorium-232 and plutonium-239 there is no need to apply high cost isotope enrichment and NF usage cycle could be raised to 10–15 years. Taking into account the fact that uranium-235 is limited product usage of uranium-238, thorium and plutonium as dispersion NF basis gives new prospects.

However dispersion NF has some substantial disadvantages: parasitic neutron capture by matrix material, that makes fuel neutron balance worse; necessity to apply high enriched materials, that rises risk of fuel critical mass excess. Besides, technological scheme that is used to obtain granulated oxide compositions for dispersion NF from mixed nitric solutions (MNS) based on sol-gel process that has many longtime and laborious stages [1].

Application of low temperature plasma is promising to MNS treatment. However plasma treatment of only MNS requires significant energy costs (up to 4 MW·h/t). Major advantages of plasma technology are: one-stage process; high processing speed; homogenous stoichiometrically-defined phase distribution; possibility to have an impact on particle size and particle morphology; compactness of technological equipment; low energy costs.

Article represents results in simulation of plasma treatment of MNS in form of water-salt-organic compositions (WSOC). Authors defined formulations of WSOC (MNS-acetone, MNS-ethanol) based on burning rates calculation. Such compositions have low caloric value minimum 8.4 MJ/kg and adiabatic combustion temperature minimum 1200 °C and provide lowering energy costs (to 0.1 MW·h/t) and obtaining additional thermal energy (to 2 MW·h/t). As a result authors defined operational modes providing direct plasmachemical synthesis of oxide («UO₂-PuO₂», «UO₂-ThO₂», «PuO₂-ThO₂») and carbon-oxide («UO₂-PuO₂-C», «UO₂-ThO₂-C», «PuO₂-ThO₂-C») compositions.

REFERENCES

1. Toumanov I.N., Sigailo A. V. Plasma Synthesis of Disperse Oxide Materials from Disintegrated Solutions // Materials Science and Engineering. 1991.– Vol. A140.– P. 539-548.

МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПОЛУЧЕНИЯ В ВОЗДУШНОЙ ПЛАЗМЕ ГОМОГЕННЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ УРАНА И ПЛУТОНИЯ ДЛЯ МОКС-ТОПЛИВА

Зубов В.В., Тундешев Н.В.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: kaberne1812@yandex.ru

У оксидного ядерного топлива, используемого в современной атомной энергетике в реакторах на тепловых нейтронах (РТН) в виде керамики из диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, наряду с достоинствами есть и существенные недостатки: низкая теплопроводность, которая ограничивает удельную мощность реактора по температуре плавления; керамика очень хрупка и может растрескиваться при высоких температурах; короткий цикл использования (перегрузка топлива каждые 3-5 лет); большие расходы на утилизацию отработавшего ядерного топлива (ОЯТ); ограниченный ресурс изотопа уран-235 [1]. Это стало причиной замедления в последние годы развития атомной энергетике на базе РТН и привело к отказу от неё в ряде стран.

Одним из перспективных направлений дальнейшего развития атомной энергетике является использование смешанного оксидного ЯТ (МОКС-топлива), состоящего из смеси диоксидов урана и плутония. Главной причиной этого является стремление избавиться от накопленного избыточного плутония путем «сжигания» его в реакторах на быстрых нейтронах (РБН). Это решает две проблемы: во-первых, «сжигается» избыточный плутоний, во-вторых, «сжигается» уран, непригодный для использования в реакторах РТН.

Основой технологии переработки ОЯТ радиохимических заводов является PUREX-процесс, обеспечивающий высокую степень извлечения урана и плутония. Однако применение раздельного химического осаждения из нитратных растворов и получения оксидов урана и плутония, их механического смешения не всегда обеспечивает требуемый фазовый состав и гомогенное распределение фаз в получаемых оксидных композициях, что приводит к проблемам во время эксплуатации МОКС-топлива. К недостаткам применяемой технологии следует отнести: многостадийность, необходимость использования большого количества химических реагентов, высокие энерго- и трудозатраты.

Для получения смешанных оксидных композиций урана и плутония из смесевых нитратных растворов (СНР) перспективным является применение низкотемпературной плазмы. Однако плазменная обработка только СНР требует огромных энергозатрат (до 4 МВт·ч/т). К несомненным преимуществам плазменной обработки СНР в воздушной плазме в виде водно-солеорганических композиций следует отнести: одностадийность; высокую скорость; гомогенное распределение фаз с заданным стехиометрическим составом; возможность активно влиять на размер и морфологию частиц; компактность технологического оборудования; низкие энергозатраты [4].

В работе представлены результаты моделирования процесса плазменной обработки СНР в виде водно-солеорганических композиций. По результатам расчетов показателей горючести композиций («СНР–ацетон», «СНР–этанол» и др.), обладающих высокой взаимной растворимостью, определены составы ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_{н}^p \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{ад} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение затрат энергозатрат на плазменную обработку СНР (до 0,1 МВт·ч/т), но дополнительное получение тепловой энергии для технологических и бытовых нужд (до 2,0 МВт·ч/т).

В результате термодинамических расчетов процесса плазменной обработки ВСОК определены режимы, обеспечивающие прямое получение в воздушной плазме оксидной композиции « UO_2 – PuO_2 ». Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA».

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании энергоэффективной технологии прямого плазменного получения гомогенных оксидных композиций урана и плутония для МОКС-топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Котельников Р.Б., Башлыков С.Н., Каштанов А.И., Меньшикова Т.С. // Высокотемпературное ядерное топливо. // Изд. 2-е. М.: Атомиздат, 1978, – 432 с.
2. Туманов Ю. Н. Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле: настоящее и будущее. – М.: «Физматлит», 2003. – 760 с.

ОЦЕНКИ ЭКОНОМИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРОИЗВОДСТВА ЭНЕРГИИ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ УГЛЕГРАФИТОВОЙ МАТРИЦЫ С МИКРОТОПЛИВОМ ТИПА BISO

Кнышев В.В., Мендоса О., Украинец О. А.

Научный руководитель: Беденко С.В. к.ф.м.н. доцент

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина,30

e-mail: yvk28@tpu.ru

Высокотемпературные газоохлаждаемые ториевые реакторные установки (ВГТРУ) – это перспективное развитие атомной энергетики в РФ и мире [1-3]. В качестве топлива в ВГТРУ используются углеграфитовые матричные композиции, содержащие микротопливо (МТ). МТ для ВГТРУ – это топливный керн из делящегося материала со слоями функциональных покрытий. Как правило, конфигурация МТ и матрицы выбираются с учетом специфики работы реактора и экономической эффективности используемого решения. Оценки экономической эффективности производства энергии показали, что техническое решение, основанное на двухслойных покрытиях МТ и цилиндрической конфигурации углеграфитовой матрицы, упрощает процедуру изготовления МТ и топливной таблетки, значительно уменьшает топливную составляющую затрат [1, 2]. В настоящей работе использовано МТ с двухслойным покрытием топливной микросферы авторов [2]. Выбранная конфигурация МТ диаметром 600 μm представляет собой сферический керн, покрытый последовательными слоями PuC и TiSiC_2 , диспергированный в графитовую матрицу цилиндрических таблеток (см. рис. 1а). Дополнительный барьер безопасности образован покрытием на поверхности таблетки в виде SiC -слоя толщиной $\sim 300 \mu\text{m}$.

С использованием расчетного кода программы MCU5 создана детальная 3-D модель ячейки ВГТРУ (см. Рис. 1.б), состоящая из топливной таблетки, с гетерогенным заданием топливных ядер, окружающего ее графитового замедлителя и охлаждающего газа.

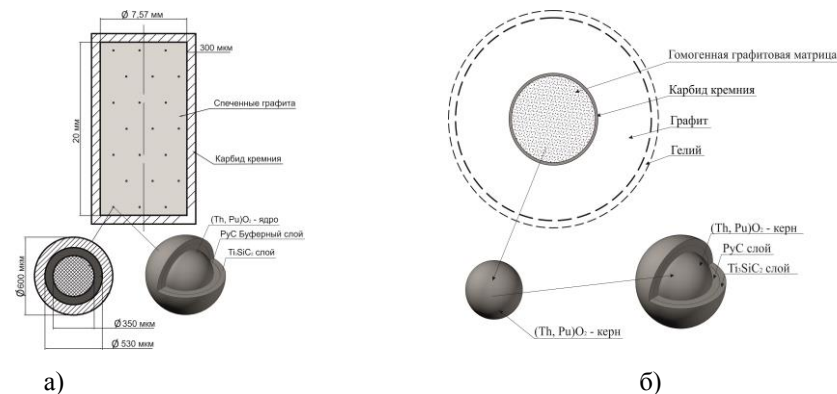


Рис. 1. Топливная таблетка и микротопливо для ВГТРУ

С целью оптимизации конфигурации топливной таблетки и ее состава были рассчитаны зависимости размножающих свойств элементарной ячейки $\rho_{\text{int}}(t)$ от времени облучения. Результаты расчетов подтверждают работоспособность концепция ВГТРУ малой мощности на основе топливного блока унифицированной конструкции предложенной в работе [1].

В работе проведен анализ информационных материалов об использовании тория как топливного элемента, показана необходимость в корректировке и подготовке ядерных данных, используемых в расчетах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Беденко С.В., Шаманин И.В., Чертков Ю.Б. Ториевая реакторная установка малой мощности, работающая в сверхдлинной кампании // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 2 – С. 121-132.
2. Hernikov A.S., Permyakov L.N., Fedik I.I. Fuel elements on the basis of spherical fuel particles with protective coatings for high-safety reactors. // Atomic Energy. – 1999. – Vol. 87. – № 6. – P. 871-878.
3. Determining Reactor Graphite Lifespan from Thermal Properties Degradation / D. Baybakov et al. // Advanced Materials Research : Radiation and nuclear techniques in material science : Scientific Journal. — 2015. — Vol. 1084 — P. 294-297.

ИЗУЧЕНИЕ ВЛИЯНИЯ МЕТОДОВ ИЗМЕРЕНИЯ НА ВЕЛИЧИНУ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА РАДОНА

Удалов А.А., Шилова К.О., Котляров А.А.

Научный руководитель: Н.К.Рыжакова, к.ф.м.-н.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

Известно, что радон и радиоактивные продукты его распада вносят основной вклад в радиационный фон жилых и производственных помещений[1]. В связи с этим перед проведением строительных работ проводят соответствующие изыскания[2]. В России при оценке радоноопасности территории застройки измеряют величину плотности потока радона (ППР) методом накопительных камер(НК) и методом угольных адсорберов(УА), который представляет по существу модификацию метода НК. Однако, до настоящего времени не изучен вопрос о возможном влиянии метода измерения ППР на его результат.

В данном исследовании проведены измерения ППР тремя методами: методом накопительной камеры, методом угольных адсорберов, а также методом «двух глубин» (ДГ), разработанным в Томском политехническом университете [3]. Измерения плотности потока разными методами проводили в летний период 2016 г на экспериментальной площадке, расположенной в районе Лагерного сада г. Томска. Измерения методом накопительной камерой и угольными адсорберами проводили одновременно, то есть при одинаковых атмосферных условиях. Время экспозиции составляло 5 минут для НК, и 1 час для УА; проведено по 60 измерений. В методе ДГ измерения проводили на глубине 0,4 м и 0,8 м, время экспозиции составляло примерно сутки; проведено 32 измерения.

Исследования показали, что диапазоны значений плотности потока радона и коэффициенты вариации для методов НК и УА отличаются незначительно: 3...96 мБк·м⁻²·с⁻¹, 53% (НК) и 2...82 мБк·м⁻²·с⁻¹, 51% (УА). Однако, среднее значение ППР для метода НК (45 м·Бк·м⁻²·с⁻¹) примерно на 20% больше, чем среднее значение для метода УА (38 м·Бк·м⁻²·с⁻¹). Среднее значение ППР, полученное методом ДГ (12 мБк·м⁻²·с⁻¹), в 3-4 раза меньше, чем для методов НК и УА. Для метода ДГ диапазон значений ППР (2...44 мБк·м⁻²·с⁻¹) заметно меньше, однако коэффициент вариации выше (74%). Разница в средних значениях ППР, измеренных разными методами, объясняется влиянием влажности на результаты измерений. Известно, что активированный уголь хорошо адсорбирует не только радон, но и влагу. Высокая растворимость радона в воде может привести к занижению результатов измерения ППР методом УА. Еще большее влияние влажности проявляется в методе ДГ, поскольку пробоотборники воздуха в течение суток находятся в шурфах, где влажность воздуха выше, чем в атмосфере. Таким образом, проведенное исследование показало, что методы и методики измерения ППР требуют существенной доработки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. EPA (US Environmental Protection Agency) 1993 EPA Map of Radon Zones (Report 402-R-93- 071) (www.epa.gov/radon/zonemap.html, accessed 28 February 2012).
2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ – 99), СП 2.6.1.799-99, Минздрав РФ, 2000.
3. Ryzhakova N.K., Criteria of radon risk of territories and methods for their determination // J. of Elsevier Editorial System(tm) for Applied Radiation and Isotopes. 2014. V.91.P.161-164.

ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ ГОМОГЕННЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ТОРИЕВОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Зубов В.В., Перминов С.В.,

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: kaberne1812@yandex.ru

У современной атомной энергетики, использующей оксидное ядерное топливо (ЯТ) в реакторах на тепловых нейтронах (РТН) в виде керамики из диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, наряду с несомненными достоинствами есть и существенные недостатки: низкая теплопроводность (4,5 кДж/(м·К)), которая ограничивает удельную мощность реактора по температуре плавления; горячая керамика очень хрупка и может растрескиваться; короткий цикл использования (остановка ядерного реактора и перегрузка топлива каждые 3-5 лет); невозможность создания энергетических установок малой (10-100 МВт) и сверхмалой мощности (до 10 МВт); большие расходы на утилизацию отработавшего ЯТ; ограниченный ресурс изотопа уран-235. Это стало причиной замедления в последние годы развития атомной энергетики на базе РТН и привело к отказу от неё в ряде стран.

Одним из перспективных направлений дальнейшего развития атомной энергетики является создание реакторных установок с использованием дисперсионного ЯТ, в котором гранулированные оксидные композиции из ядерных материалов (уран, торий и др.) размещают в матрице (алюминий, молибден, нержавеющая сталь и др.).

При использовании изотопа торий-232 отпадает необходимость в дорогостоящем изотопном обогащении, а цикл использования ядерного топлива может быть доведен до 10-15 лет. Прогнозных запасов тория в земной коре в 3-5 раз больше, чем урана. С учетом ограниченности ресурса изотопа уран-235 использование тория в составе дисперсионного ЯТ открывает новые перспективы.

Получение оксидных композиций из смесевых нитратных растворов (СНР) с применением плазмы обладает многими важными особенностями, выгодно отличающимися от технологии, основанной на механическом смешении компонентов [1,2]. Это возможность получения гомогенного распределения фаз и заданного стехиометрического состава во всем объеме порошка, чистота материала, возможность активно влиять на морфологию частиц и др. Однако, плазменная обработка только СНР требует огромных энергозатрат (до 2-4 МВт·ч/т). Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при плазменной обработке СНР в виде водно-солеорганических композиций (ВСОК).

В работе представлены результаты моделирования процесса плазмохимического синтеза оксидных композиций урана и тория из СНР. В результате проведенных расчетов показателей горения различных по составу модельных ВСОК на основе СНР и этилового спирта (ацетона) определены оптимальные составы композиций, обеспечивающие их энергоэффективную плазменную обработку.

По результатам проведенных термодинамических расчетов процесса плазменной обработки СНР в виде оптимальных по составу ВСОК определены оптимальные режимы их обработки, необходимые для получения в воздушной плазме оксидных композиций «ThO₂-UO₂» в конденсированной фазе. Для расчетов использовалась лицензионная программа «TERRA».

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании энергоэффективной технологии плазмохимического синтеза гомогенных оксидных композиций для ториевого ядерного топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Туманов Ю. Н., Бутылкин Ю. П., Коробцев В. П., Бевзюк Ф. С., Грицюк В.Н., Батарее Г. А., Хохлов В. А., Галкин Н.П. Способ получения урансодержащих смесевых оксидов. — Авт. свидетельство СССР № 904393, 1976.
2. Туманов Ю.Н., Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле. — М.: ФИЗМАТЛИТ, 2003. — 760 с.

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ПРЕССОВАНИЯ ТЕХНИЧЕСКОГО УГЛЕРОДА В ТАБЛЕТКИ ДЛЯ ХРАНЕНИЯ ВОДОРОДА

Верхорубов Д.Л., Борецкий Е.А., Савостиков Д.В.

Научный руководитель: Видяев Д.Г., д.т.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: ozushnik@gmail.com

В связи с ограниченностью запасов углеводородов, в современном мире все больше возникает необходимость в новых источниках энергии, которые должны обладать рядом параметров – дешевизна, энергоэффективность и т.д. Водород отвечает данным параметрам – он является одним из самых распространенных элементов периодической системы и легко воспламеняем.

Одними из основных проблем в водородной энергетике являются хранение и транспортировка топлива, так как методы получения водорода, природного и изотопно-модифицированного состава, которые существуют на данный момент, уже обладают высокой эффективностью, безопасностью и экологичностью. Одной из перспективных разработок является создание таблеток на основе углеродосодержащих структур, которые будут «накачиваться» водородом.

В настоящий момент проводятся исследования по хранению водорода. Для того, чтобы система хранения имела возможность конкурировать с другими системами, она должна оцениваться по следующим параметрам: высокая энергоемкость; массогабаритные параметры; экономическая выгода в производстве; безопасность и возможность многократного использования (без применения регенерации).

Таблетки имеют ряд преимуществ перед порошками – более развитая поверхность, форма, устойчивая структура.

Для получения таблеток необходимо проведение следующих операций:

- подготовка пресс-порошков
- прессование таблеток
- обжиг таблеток

В ходе исследований выяснилось, что наилучшим связующим веществом является стеарат никеля - $NiC_{36}H_{70}O_4$. Он будет препятствовать рассыпанию технического углерода. Так же, немаловажным фактом является то, что стеарат никеля включает в себя цветной металл, который будет улучшать сорбционные свойства таблетки. Стеарат будет добавляться в технический углерод(порошок), и тщательно перемешиваться.

После получения пресс-порошка, его необходимо подвергнуть прессованию. Это обеспечит таблетке форму и предотвратит ее от рассыпания при малых механических воздействиях.

Полученную таблетку необходимо подвергнуть высокотемпературной обработке в аргоновой атмосфере, а затем произвести пиролиз. Эти операции образуют каркас углерода и испаряют органические элементы, входившие в стеарат $NiC_{36}H_{70}O_4$, оставляя сам никель в решетке углерода.

Данная методика основывается на других методиках получения таблеток. Разработанная методика требует экспериментальной проверки и может изменяться в дальнейших исследованиях.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2176981 Российская Федерация, МПК C01B3/56, B01J20/20. Поглотитель водорода на основе углерода. / Гордеев С.К., Габис И.Е.; заявитель и правообладатель Акционерное общество закрытого типа "Карбид". - № 99124176/12; заявл. 09.11.1999; опубл. 20.12.2001.

ПОЛУЧЕНИЕ ИЗОТОПОВ СЕЛЕНА ИЗ ИХ ГЕКСАФТОРИДОВ И ИЗУЧЕНИЕ ИХ СВОЙСТВ

Егоров Н.Б., Акимов Д.В..

Научный руководитель: Жерин И.И., д.х.н., профессор

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: egorov@tpu.ru

Природный селен состоит из смеси стабильных изотопов с массовыми числами 82, 80, 78, 77, 76 и 74 относительное содержание которых составляет соответственно 9,19 %, 49,82 %, 23,52 %, 7,58 %, 9,02 % и 0,87%. Изотопы селена применяются в биологии и медицине. Для разделения стабильных изотопов селена используется центрифужный способ, с помощью которого можно получать изотопы с предельной степенью обогащения. В качестве рабочих веществ для разделения используется гексафторид селена (SeF_6). После наработки на разделительных каскадах изотопно-обогащенный SeF_6 необходимо перевести в форму пригодную для хранения и реализации, которой является элементный Se. Перевод SeF_6 в Se должен отвечать требованиям по минимизации потерь, исключением изотопного разбавления и достижением необходимой химической чистоты.

В данной работе рассмотрены способы получения аморфного и гексагонального селена из SeF_6 , а также приведены результаты исследований структурных и колебательных свойств стабильных изотопов селена. В экспериментальной работе использовали отвалный гексафторид селена и изотопы селена производства АО «Сибирский Химический Комбинат» с изотопной чистотой: ^{76}Se – 99,8 %, ^{78}Se – 99,3 %, ^{80}Se – 99,9 %, ^{82}Se – 99,0 %. Для конверсии SeF_6 в Se возможно, использовать реакции восстановления SeF_6 различными металлами. В данной работе для восстановления использовали гидразин гидрат. Схема получения селена из SeF_6 включает стадии перекомденсации SeF_6 в химический реактор, химической реакции при нагревании и перемешивании компонентов смеси SeF_6 -гидразин, фильтрации и сушки аморфного селена. Полученный предложенным способом селен имеет химическую чистоту не менее 99,9%. Выход элементного селена составляет не менее 98 %. Получаемые изотопы селена имеют достаточно высокую химическую чистоту (98 – 99,9 %), но все же содержат еще значительное количество примесей, которые могут повлиять на точность проводимых исследований их физико – химических свойств. Поэтому, предварительно, стабильные изотопы очищали с использованием их дистилляции в вакууме. Для получения химически чистой тригональной модификации селена изотопы подвергали трехкратной дистилляции с последующим их отжигом в вакууме при температуре 210 °C в течение 48 часов. Полученные таким образом изотопы селена имели химическую чистоту не менее 99,9 %.

Рентгеноструктурный анализ проводился на дифрактометре D8 Discover ($\text{CuK}\alpha$ -излучение). Из полученных дифрактограмм рассчитаны параметры решеток селена и определено, что с увеличением атомной массы изотопа их значения уменьшаются. Такое наблюдение связано с тем, что амплитуда колебаний легких атомов около своего равновесного положения больше, чем для тяжелых атомов.

КР спектры поликристаллических образцов халькогенов регистрировали при комнатной температуре, с использованием ИК-Фурье спектрометра Nicolet 5700 с Raman модулем с разрешением 1 см^{-1} (лазер Nd: YAG, $\lambda=1064 \text{ нм}$, 516 мВт).

В области от 100 до 300 см^{-1} в Раман спектрах имеются пики, относящиеся к валентным колебаниям кольцевых и цепочечных структур при 250 см^{-1} (ν_7) и 234 см^{-1} (ν_{10}) соответственно, а также деформационные колебания кольцевых структур при 108 см^{-1} (ν_2). Вследствие взаимодействия между соседними цепями и кольцами при нагревании аморфного селена выше 130 °C образуются спиралевидные цепочки и формируется селен гексагональной модификации при этом частота колебаний в гексагональном селене понижается с 250 см^{-1} до 237 см^{-1} для ν_7 ; с 234 см^{-1} до 232 см^{-1} для ν_{10} и повышается для ν_2 с 108 см^{-1} до 142 см^{-1} .

Из полученных КР-спектров стабильных изотопов селена следует, что положение фоновых линий для изотопов, имеющих большие атомные массы, сдвинутые в низкоэнергетическую сторону, а линии, соответствующие изотопам с меньшими массами имеют высокоэнергетический сдвиг по отношению к спектру селена, с природным изотопным составом. Полученные зависимости экспериментальных частот колебаний в спектрах Рамана от атомной массы изотопа Se являются линейной функцией атомной массы изотопов.

Полученные зависимости позволили рассчитать частоты колебаний в КР-спектре стабильных изотопов ^{74}Se и ^{77}Se , для которых затруднительно получить экспериментальные данные в связи с тем, что эти изотопы не имеют товарных продуктов с высоким изотопным обогащением и очень дороги.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ПЕРЕНОСА МОЛЕКУЛ ВОДОРОДА В ПОРЫ НАНОСТРУКТУРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Борецкий Е.А., Верхорубов Д.Л., Видяев Д.Г.

Научный руководитель: Видяев Д.Г., д.т.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: eboretsky@mail.ru

Водород, как источник энергии является существенной альтернативой традиционному углеводородному топливу. Одной из ключевых проблем, стоящих на пути развития водородной энергетики является вопрос о создании систем, способных сорбировать водород. Разработан ряд требований, которым должны соответствовать подобные сорбционные системы.

Одним из перспективных сорбентов водорода считается технический углерод (carbon black). С целью изучения сорбционных свойств данного материала было разработана математическая модель, описывающая процесс переноса водорода в поры вещества и его дальнейшую сорбцию.

В случае наличия силы F постоянной во времени, процесс переноса молекул водорода в пористые наноструктуры, описывается модифицированным первым законом Фика:

$$J_m = -D \left(\frac{dc}{dx} - \frac{F}{kT} C \right), \quad (1)$$

где $\frac{DF}{kT}$ – средняя скорость движения атомов, под воздействием силы ν .

Коэффициент D зависит от условий среды и типов частиц, участвующих в диффузии [1].

Отличительным свойством некоторых углеродных материалов, является высокая степень их пористости. В таких случаях перенос молекул газа может осуществляться как вследствие молекулярной диффузии (при столкновении молекул между собой), так и за счет соударений частиц с поверхностью пор – кнудсеновская диффузия.

В случае низкого давления вероятность столкновения молекул друг с другом невелика, поэтому будут преобладать столкновения молекул с поверхностью материала, а, следовательно, определяющей будет являться диффузия Кнудсена.

Коэффициент D_K диффузии Кнудсена определялся по формуле (2):

$$D_K = \frac{2}{3} r_p \sqrt{\frac{8RT}{\pi M}}, \quad (2)$$

где r_p – радиус поры; M – молярная масса вещества.

Коэффициент молекулярной диффузии представлен следующей формулой:

$$D_M = \frac{3}{8\sqrt{2}\sigma_{AB}^2} \frac{kT}{p} \sqrt{\frac{kT}{m^*\pi}}, \quad (3)$$

где σ_{AB} – средний размер молекулы; p – давление; m^* – средняя молекулярная масса смеси.

При описании взаимодействия отдельно взятой молекулы с поверхностью поры применяется механизм Кнудсена-Смолуховского. В соответствии с этим механизмом, столкновение частиц с поверхностью осуществляется двумя способами: зеркальным и диффузным. Осуществление того или иного способа носит вероятностный характер.

Молекулы газа, которые попали в пору, подвергаются столкновениям с внутренней поверхностью пор по принципу абсолютно-упругого удара. Время, на которое происходит удержание молекул вблизи поверхности пор называют временем сорбции, концентрация адсорбированных молекул вблизи поверхности пор составляет:

$$\sigma = \frac{N_A p}{\sqrt{2\pi MRT}} \tau_0 e^{\frac{Q}{RT}}, \quad (4)$$

где N_A – число Авогадро, T – температура, R – универсальная газовая постоянная, Q – теплота адсорбции, τ_0 – время молекулярного колебания $\sim 10^{-13}$.

Степень покрытия поверхности находится с учетом постоянная Ленгмюра (b) по формуле:

$$\theta = \frac{bp}{1+bp}, \quad (5)$$

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Математическая модель массопереноса в поре на основе молекулярной динамики с применением алгоритма параллельных вычислений / Чан Х.К., Поветкин А.Д., Кольцова Э.М., Петухов Д.И., Елисеев А.А. // Фундаментальные исследования. – 2012. – №3. – 432-436.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПЕРСПЕКТИВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЛИТИЯ ДЛЯ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ

Родионов А.В., Тюделеков Е.А.

Научный руководитель: Видяев Д.Г., д.т.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail:avr10@tpu.ru

Здоровью человека всегда уделяли огромное внимание. В последнее время отмечается высокий рост числа онкологических заболеваний. Так в 2013 году в России было выявлено более 500 тысяч новых случаев злокачественных новообразований (54,2% у женщин, 45,8% у мужчин), что на 15,0% больше по сравнению с 2003 годом [1], поэтому исследования, направленные на диагностику и лечение такого рода заболеваний, имеют особый интерес и перспективу.

Актуальность данной темы заключается в реализации и развитии метода нейтрон-захватной терапии, использование которого оправдано возможностью селективного поражения раковых клеток и сохранения здоровых клеток в области опухоли при минимальной радиационной и химической травматичности организма пациента в целом.

Существуют следующие основные методы лечения онкологических заболеваний: хирургический, лучевой и химиотерапевтический. Среди указанных методов особое внимание заслуживает лучевой, и в частности нейтрон-захватная терапия (НЗТ), реализация которой оправдана возможностью селективного поражения раковых клеток [2]. На данный момент в НЗТ основным используемым элементом является ^{10}B , разрабатываются аппараты и оборудования для его применения. Однако ведутся поиски и других веществ, которые возможно использовать в НЗТ.

Цель данной работы было определение основных параметров нейтрон-захватной терапии для выявления перспектив использования легкого изотопа лития при лечении злокачественных новообразований в сравнении с другими изотопами.

Проведенный обзор показал, что основными перспективными изотопами в НЗТ являются ^6Li , ^{10}B и ^{157}Gd , а в качестве источников нейтронов используются реакторы и ускорители.

В процессе исследований была отработана методика расчета основных параметров эффективности нейтрон-захватной терапии и проведен расчет параметров для изотопов ^6Li , ^{10}B и ^{157}Gd и двух видов нейтронов (тепловых и УХН). Установлено, что количество ядерных реакций за 1 час облучения для всех трех изотопов удовлетворяет условию уничтожения раковой клетки, как в случае тепловых нейтронов, так и УХН. Кроме того, показано, что по мощности поглощенной дозы значения для лития и бора примерно равны (0,131 и 153 Гр/мин, для УХН 0,0357 и 0,0437 Гр/мин), а наибольшее значение (2,16 и 0,591 Гр/мин) имеет гадолиний.

Установлено, что на перспективность и эффективность использования того или иного изотопа, и в частности лития, при нейтрон-захватной терапии, помимо ядерных свойств существенное влияние оказывают экологические, биологические и экономические аспекты.

В целом, проведенные исследования относятся к ядерной медицине и их результаты могут быть использованы для реализации нейтрон-захватной терапии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. <http://globocan.iarc.fr>
2. http://www.cancer.ic.ck.ua/index_5_1.htm

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТРЕБОВАНИЙ К ОСНОВНЫМ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ ПАРАМЕТРАМ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Сверчков И.А., Сафронов А.Е.,

Научный руководитель: Шаманин И.В.

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: yellowdoor@mail.ru

Многие энергоемкие технологические процессы в металлургии, химии, нефтехимии и других отраслях промышленности, целесообразно осуществлять на базе высокотемпературных ядерных реакторов. Высокотемпературный ядерный реактор – это компактный источник высокопотенциальной тепловой энергии (температура газа достигает 1300К) [1].

В нефтехимической промышленности ВТЯР (высокотемпературный ядерный реактор) можно использовать для проведения радиационно-термических процессов. Например, производить радиационно-термический пиролиз с целью получения этилена в ВТЯР с газовым охлаждением.

ВТЯР можно использовать для получения окислов азота. Так, например, несколько таких реакторов мощностью 2100 МВт (с производительностью 1,2 млн. тонн оксидов азота в год каждый) могут практически полностью покрыть потребности промышленности в азотосодержащих продуктах и сельского хозяйства в азотосодержащих удобрениях [2, 3].

Помимо экономической выгоды, ВТЯР, по сравнению с реакторами, работающими на органическом топливе, существенно уменьшают загрязнение окружающей среды продуктами сгорания (органического топлива).

Перед тем, как начать строительство ВТЯР, необходимо решить ряд трудных, наукоемких и трудоемких задач, одна из которых – выбор ядерного топлива.

В настоящее время ВТЯР работают на топливе двух видов: шарообразные и призматические.

Оба вида топлива имеют практически одинаковые нейтронно-физические характеристики. Основным недостатком использования шарообразных ТВЭЛов является большая утечка нейтронов. При использовании призматических ТВЭЛов необходимо увеличивать величину запаса реактивности.

Конструкция ВТЯР имеет ряд особенностей, приводящих к необходимости широкого круга научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ. А так же это усложняется недостаточностью и разрозненностью литературных данных.

Исследования в области развития ВТЯР остаются актуальными. Результаты проделанной работы позволяют сделать выводы, что одним из важных аспектов при строительстве ВТЯР является выбор ядерного топлива.

Комбинация сырьевых и делящихся изотопов, входящих в состав шаровых ТВЭЛов, определяет тип топливного цикла ВТР. Использование в качестве сырьевых изотопов U^{238} и Th^{232} , а в качестве делящихся U^{232} , U^{235} , Pu^{239} и Pu^{241} дает возможность получить несколько вариантов составов свежих шаровых ТВЭЛов, которые соответствуют следующим топливным циклам:

- 1) Низкообогащенный уран-плутониевый цикл;
- 2) Высокообогащенный цикл;
- 3) Смешанный уран-ториевый цикл;
- 4) Ториевый цикл;
- 5) Плутоний-ториевый цикл.

Для более детального изучения данного вопроса была разработана экспериментальная установка и сформулирована сама структура эксперимента, целью которого является определение наиболее оптимальный вид ядерного топлива, его форму, состав и другие технологические параметры.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Карпов В.А. Топливные циклы и физические особенности высокотемпературных реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1985. - 128 с.
2. Полетавкин П.Г. Парогазотурбинные установки. - М.: Наука, 1980. - 140 с.
3. Большая энциклопедия нефти и газа. «Высокотемпературный ядерный реактор». Режим доступа: <http://www.ngpedia.ru/id385075p1.html>, свободный.

Секция 5

**СЕЛЕКЦИЯ И ГЛУБОКАЯ ОЧИСТКА ТРУДНО РАЗДЕЛЯЕМЫХ
ВЕЩЕСТВ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИМИ МЕТОДАМИ**

Председатель: д.ф.-м.н., профессор А.П. Вергун

РАСЧЕТ ОПТИМАЛЬНЫХ ПАРАМЕТРОВ ПРОЦЕССА ПЕРЕКОНДЕНСАЦИИ ГРАФИТА В НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ПЛАЗМЕ

Макаревич С.В., Беспала Е.В., Новосёлов И.Ю.

Научный руководитель: д.ф.-м.н., проф. В.Ф. Мышкин

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: bespala_evgeny@mail.ru

За время существования атомной энергетики в России и за рубежом было накоплено значительное количество радиоактивных отходов (РАО). Стоимость захоронения таких отходов зависит от удельной активности радионуклидов, входящих в состав РАО, и от объема отходов. На сегодняшний день создана технология и успешно перерабатываются высокоактивные отходы в виде отработавшего ядерного топлива, поскольку это экономически обосновано [1].

Во время эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов происходит накопление радионуклидов в кладке реактора и в графитовых сменных элементах. При этом в отличие от ядерного топлива, графитовый замедлитель подвержен нейтронной активации на протяжении всего времени работы реактора. Поэтому графитовая кладка является РАО, как правило, отнесенными к среднеактивным. Однако в результате различных инцидентов в графитовую кладку могут проникать высокоактивные радионуклиды. Поскольку облученный реакторный графит содержит радиоактивные микропримеси средней и высокой активности, то целесообразно извлекать их перед утилизацией.

Известные технологии переработки реакторного графита (традиционное сжигание и сжигание в кипящем слое, пиролиз с помощью перегретого водяного пара, лазерное испарение, электроокисление) ведут к накоплению ещё большего количества РАО. Однако при сжигании графитовых отходов их объем уменьшается до 1-2% от первоначального. Поэтому исследования в этом направлении актуальны.

В работах [1, 2] была показана принципиальная возможность переработки реакторного графита в низкотемпературной плазме. При этом плазменная технология утилизации графита, отвечающая современным требованиям и способная уменьшить активность РАО без увеличения количества отходов, отсутствует.

Цель работы заключается в разработке способа плазменной переработки отработанного графита уран-графитового реактора, а также расчет оптимальных параметров плазменной установки.

Приведены основные радиоактивные загрязнители облученного ядерного графита уран-графитового реактора. Показано, что все примеси отличаются друг от друга по физико-химическим свойствам. Предложен способ очистки графита путем разнотемпературной конденсации, основанный на различии температуры кипения углерода и радиоактивных примесей. Доказано, что такой процесс осуществим при использовании низкотемпературной плазмы. Представлен равновесный состав плазменной системы, из которого видно, что при смешении плазмообразующего газа с галогенами происходит уменьшение температуры конденсации примесей. Предложено устройство для реализации этого процесса и определены оптимальные размеры температурных зон. Расчет изменения температурного поля внутри проточной камеры показывает, что проскок радиоактивных примесей маловероятен.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Новосёлов И.Ю., Шаманин И.В., Каренгин А.Г. и др. Комплексная утилизация горючих отходов переработки оят в воздушной плазме // Известия высших учебных заведений. Физика. – 2015. – Т. 28. – №2-2. – С. 201–206.
2. Myshkin, V.F. Law of the oxidation of carbon isotopes in plasma processes under magnetic field / V.F. Myshkin, E.V. Bepala, V.A. Khan // IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering. – 2016. – Vol. 135. – P. 1–5. DOI: 10.1088/1757-899X/135/1/012029.
3. Myshkin, V.F. Spin isotope separation under incomplete carbon oxidation in a low-temperature plasma an external magnetic field / V.F. Myshkin, V.A. Khan, E.V. Bepala [et al.] // Russian Physics Journal. – 2015. – Vol. 57, №10. – P. 1442–1448. – DOI: 10.1007/s11182-015-0401-4.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ СПОСОБА ВОЗДУШНОГО ОХЛАЖДЕНИЯ В ПРОЦЕССЕ ДЕСУБЛИМАЦИИ ФТОРИСТОГО ВОДОРОДА

Губанов С.М.¹, Картавых А.А.¹, Крайнов А.Ю.²

¹АО «Сибирский химический комбинат»
636039, Россия, г. Северск, ул. Курчатова, 1
E-mail: shk@seversk.tomsknet.ru

²Томский государственный университет
634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 36

При эксплуатации газодиффузионных очистительных каскадов, тренировке емкостей с сырьевым гексафторидом урана (ГФУ), прокачке емкостей на коллекторах питания, отбора и отвала образуются газовые смеси, подлежащие фракционной разгонке. Основными компонентами образующихся смесей является ГФУ, фтористый водород (HF), воздух и другие неконденсируемые газы. При фракционной разгонке газовая смесь пропускается последовательно через ряд емкостей. Принята трехступенчатая схема фракционной разгонки с различными температурными уровнями. Для десублимации HF и следов ГФУ (проскоков) применяются специальные емкости, так называемые осадители (ОС), охлаждаемые жидким азотом. Для ведения процесса десублимации принят температурный уровень 77 К.

Из температурных уровней при фракционной разгонке самым затратным для производства является процесс охлаждения ОС жидким азотом. Эта стадия производственного процесса также сопряжена с присутствием вредных и опасных производственных факторов.

Снизить затраты производства на эксплуатацию возможно, если применить в качестве хладоносителя холодный воздух. В таком случае необходимо решить вопрос об эффективном температурном уровне ведения технологического процесса десублимации HF.

По результатам расчетов [1], на основе разработанной математической модели определены остаточные концентрации HF для случаев охлаждения жидким азотом и холодным воздухом. Остаточная концентрация HF при воздушном охлаждении до температуры 113 К много больше концентрации HF при охлаждении жидким азотом до принятого температурного уровня в 77 К.

В рассмотренных литературных источниках отсутствует единое мнение о величинах проскоков HF как при охлаждении жидким азотом, так и холодным воздухом. Так упомянутый возможный проскок колеблется от 10% до 30% от общего расхода газовой смеси, в случае применения в качестве хладоносителя жидкого азота. При охлаждении ОС холодным воздухом до температуры 103 К, величина проскока HF может составлять 30-40% от общего расхода газовой смеси.

Для определения истинных величин проскока HF и оценки возможности применения холодного воздуха для охлаждения ОС в процессе фракционной разгонки были проведены опытные работы. Опытные работы проводились на существующей экспериментальной установке и заключались в имитации технологического процесса десублимации HF. Для проведения работ был принят температурный уровень равный 136 К. В предварительно захлаженный ОС до температуры 136 К напускалась газовая смесь, компонентами которой являлись ГФУ и HF с постоянным расходом, идентичному расходу в технологическом процессе фракционной разгонки. Для улавливания возможных проскоков HF был установлен еще один ОС, охлаждаемый жидким азотом. По величине изменения массы ОС охлаждаемого жидким азотом и емкости с HF подводился материальный баланс эксперимента.

В результате проведенных работ имитации технологического процесса десублимации HF определены величины проскоков HF при температурном уровне равном 136 К.

Работа выполнена при поддержке Гранта Президента МК-5959.2016.8.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. И.М. Васенин, С.М. Губанов, М.И. Дурновцев, А.Ю. Крайнов, М.В. Чуканов. Физико-математическое моделирование десублимации фтористого водорода из газовой смеси на стенки конденсатора. //Вестник ТГУ. Математика и механика. №5(31). 2014г.

НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЬ В ПРЕЦЕССИИ СПИНА ИЗОТОПОВ

Бабаев Р.Г., Шикерун К.Т.

Научный руководитель: В.Ф. Мышкин,

Томский политех

E-mail: ShikerunK@gmail.com, Bobontuber@inbox.ru

Большинство химических элементов представлены двумя и более изотопами, отличающихся спином ядра. Известен магнитный изотопный эффект (МИЭ) – сепарация изотопов со спиновыми и безспиновыми ядрами в химических реакциях в жидкости между радикалами, протекающими во внешнем магнитном поле. Развиваются исследования, связанные с действием спиновых ядер ионов изотопов ^{25}Mg , ^{57}Fe , ^{67}Zn на скорость биохимических процессов. Например, при взаимодействии иона Mg^{+} и молекул АТФ возможно индуцирование радикальных пар и изменение скорости химической реакции с участием изотопов с парамагнитными ядрами.

Без магнитного поля пространственная ориентация спина не определена, все ориентации спинов равновероятны. В магнитном поле наблюдается прецессия спина валентного электрона относительно направления магнитного поля. При этом уменьшается количество возможных комбинаций взаимных пространственных ориентаций сталкивающихся радикалов и наблюдается изменение скорости физико-химических процессов. На условия формирования химической связи между двумя радикалами влияют два фактора: энергия и спин. При этом влиянию магнитного поля на газофазные химические реакции уделяется мало внимания.

Цель работы: анализ парамагнитных явлений в низкотемпературной плазме, помещенной во внешнее магнитное поле.

Подходы, используемые для жидкофазных реакций, для газофазных реакций не пригодны. В настоящее время возможности влияния парамагнитных явлений на газофазные химические реакции, из-за значительно большего значения времени конверсии спиновых пар по сравнению со временем контакта исходных радикалов, не рассматриваются.

При превышении порога реакции более быстрые частицы сталкиваются чаще и поэтому имеют большую вероятность образования химической связи. Без магнитного поля оба изотопа имеют одинаковую и постоянную во времени вероятность формирования синглетных пар. Молекулы, образующиеся из быстрых частиц обладают большей избыточной энергией, и соответственно имеют большую вероятность самопроизвольного развала.

В условиях плазмы для описания химической кинетики используется уравнение Паули, учитывающее распределение атомов реагентов по электронным возбужденным состояниям. С учетом распределения атомов в возбужденных состояниях необходимо учитывать в химической реакции вклад всех возбужденных состояний, отличающихся значением g -фактора. В магнитном поле частота прецессии спина, кроме g -фактора, определяется также спином ядра.

Можно выделить $n=2\pi/\Delta\varphi$ диапазонов фазы при прецессии спина валентного электрона радикала, реализующихся при различных физико-химических процессах как «дискретные» состояния.

Время прецессии спином валентного электрона радикалов диапазона неопределенности $\Delta\varphi$ по углам прецессии составляет

$$\Delta t = \frac{h}{n g \mu_B (H + a)} .$$

Изотопы одного элемента отличаются значениями g и a . Поэтому, в зависимости от частоты столкновений (давления и температуры), разные изотопы могут сталкиваться со вторым радикалом в последовательных актах столкновения в разных фазах прецессии спина. При этом вероятность каждого столкновения со вторым радикалом в фазе прецессии его спина, способного образовать синглетное состояние, составляет $1/3n$. Поэтому изотопы с вероятностью 1,0 вступают в химическую реакцию через менее $3n$ столкновений.

ВЫВОДЫ. Прецессию спина в магнитном поле следует считать дискретным по угловой координате. Константу химической реакции между радикалами в магнитном поле можно вычислить из газокинетических параметров, температуры и давления.

РАЗДЕЛЕНИЕ ИЗОТОПОВ И ТОНКАЯ ОЧИСТКА ВЕЩЕСТВ В ГИБКОЙ СИСТЕМЕ ВКЛЮЧАЮЩЕЙ ОБМЕННЫЕ И ЭЛЕКТРОМЕМБРАННЫЕ ПРОЦЕССЫ

Балашков В.С., Вергун А.П., Дрогалев А.С.

Научный руководитель: Вергун А.П., д.ф-м.н., профессор

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: balashkov_vit@mail.ru

Стабильные изотопы находят широкое применение в различных областях ядерной техники. Целью настоящей работы является проведение моделирования изотопного обмена в системе ионит-раствор, состоящей из каскада колонн, использующих противоточный режим движения фаз, и электрохроматографической колонны.

Применение ГПС в противоточных ионообменных колоннах возможно, так как в них реализуется обогащение по различным изотопам с минимальной перенастройкой оборудования.

Особенность ГПС состоит в групповой гибко перенастраиваемой технологии ведения процесса обогащения, высокой степени автоматизации, обеспечивающей минимальное участие человека в выполнении прямых производственных функций, связанных с технологическим процессом. Рассматриваемая система, состоит из основных функциональных узлов: противоточные колонны, узел оборота потоков фаз, представляющий собой трехкамерный электродиализатор аппарат с катионитовыми мембранами и электрохроматографический аппарат.

Поскольку на узле оборота фаз изотопного разделения практически не происходит, то условно можно выделить два этапа обогащения: первый этап - в противоточных колоннах, второй - в электрохроматографическом аппарате. Поэтому параметры, описывающие происходящие процессы, будут с индексами 1 и 2 соответственно.

Поток питания F_1 с раствором концентрацией C_{F1} поступает в противоточную колонну. В противоточной колонне происходит реакция изотопного обмена: В конце последней колонны поток катионит P_1 , с концентрацией C_{P1} поступает в электродиализный аппарат, где происходит регенерация катионита, а разделяемые изотопы движутся к катоду в электродиализаторе.

Большая часть раствора из электродиализатора направляется для создания противотока в последнюю противоточную колонну, а часть поступает на следующий этап обогащения.

Часть потока раствора W_1 из первой колонны идет в отвал, а оставшееся часть идет в анодную камеру электродиализатора, и через катионитную мембрану поступает в фазу катионита, который далее пойдет в электрохроматографический аппарат.

Поток раствора из электродиализатора $P_1=F_2$ и концентрацией $C_{P1}=C_{P2}$ служит для питания на втором этапе обогащения. В электрохроматографической установке ионы разделяемого вещества мигрируют к катоду, в условиях противотока ионита, движущегося вниз по колонне. Пройдя катионитные мембраны, поток P_2 с концентрацией C_{P2} отбирается из системы. Из анодной области поток W_2 с концентрацией C_{W2} идет в отвал.

Результаты исследований в рассматриваемом направлении являются научной базой для решения задач повышения эффективности разделительных процессов, поиска новых способов разделения и тонкой очистки веществ, определения оптимальных условий их проведения с учетом требований экологии и безопасности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Андреев Б.М., Зельвенский Я.Д., Катальников С.Г. Разделение стабильных изотопов физико-химическими методами. - М.: Энергоатомиздат, 1982. - 208 с.
2. Баранов В.Ю. Изотопы: свойства, получение, применение. В 2 т. Т.1, 2 – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2005.
3. Розен А.М. Теория разделения изотопов в колоннах. М.: Атомиздат, 1960.

ИЗВЛЕЧЕНИЕ КОБАЛЬТА СОРБЕНТАМИ НА ОСНОВЕ КРАУН-ЭФИРОВ ИЗ РОДАНИДНЫХ РАСТВОРОВ

Янковская В.С.¹, Ляпунов А.Ю.³

Научный руководитель: Довгий И.И.², к.х.н., доцент

¹ФГАОУ ВО Севастопольский государственный университет,
299053, Россия, г. Севастополь, ул. Университетская, 33

²ФГБУН Морской гидрофизический институт РАН,
299011, Россия, г. Севастополь, ул. Капитанская, 2

³Физико-химический институт им. А.В. Богатского, 65080, Украина,
г. Одесса, Люстдорфская дорога, 86

E-mail: dovhyi.illarion@yandex.ru

В настоящее время сорбенты импрегнированного типа широко используются для селективного извлечения многих радионуклидов. В качестве активных компонентов в данных сорбентах используются краун-эфиры [1]. ⁶⁰Co ($t_{0,5} = 5,271$ года) является одним из наиболее радиотоксичных изотопов. Экстракция кобальта краун-эфирами и смесями краун-эфиров и хелатными экстрагентами широко изучалась, например [2-3]. Однако возможность селективного извлечения кобальта сорбентами на основе краун-эфиров является малоизученным вопросом. Общеизвестна экстракция кобальта из роданидных растворов краун-эфирами [4]. Поэтому нами впервые изучено извлечение кобальта сорбентами на основе краун-эфиров из роданидных растворов. Получен ряд сорбентов на основе ди-трет-бутилдибензол-18-краун-6 (ДТБДБ18К6) и ди-трет-бутилдициклогексил-18-краун-6 (ДТБДЦГ18К6) и различных разбавителей (октанол-1 и нитробензол).

Извлечения кобальта проводили на сорбентах с низким содержанием краун-эфира (менее 5%) и высоким содержанием роданид-ионов – 5 М. Такие условия позволяли получать значения степени извлечения кобальта в диапазоне 60-90%. Предварительно было установлено, что сорбция кобальта носителем из роданидных растворов не протекает в отличие от ранее изученных сорбентов, которые значительно извлекали кобальт из нейтральных и слабощелочных растворов.

Полученные результаты приведены на рис. 1а, б. Для всех сорбентов предварительная подготовка носителя (отмывка метанолом и ацетоном) увеличивает значение коэффициента распределения кобальта от 10 до 50%.

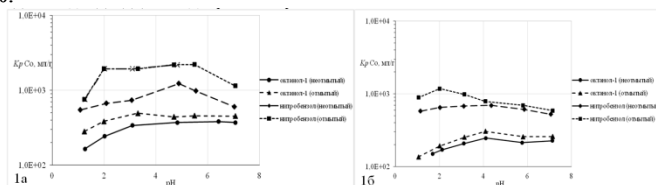


Рис. 1. Значения коэффициентов распределения кобальта в зависимости от pH для сорбентов на основе ДТБДБ18К6 (а) и ДТБДЦГ18К6 (б) и различных разбавителей.

Было показано, что сорбенты на основе ДТБДБ18К6 более эффективны, чем ДТБДЦГ18К6. Это является важным фактором, поскольку ДТБДБ18К дешевле и является индивидуальным веществом, а не смесью диастереомеров как ДТБДЦГ18К6. Для всех изученных сорбентов были показаны высокие коэффициенты распределения в широком интервале pH от 1 до 7.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бежин, Н.А., Довгий И.И. Сорбенты на основе краун-эфиров: получение и применение для извлечения стронция // Успехи химии. – 2015. – Т. 84, № 12. – С. 1279–1293.
2. Khalifa S.M. Ion-pair extraction of Co(II) by crown ethers from perchlorate medium / S.M. Khalifa, H.F. Aly // Talanta. – 1989. – Vol. 36, No. 3. – P. 406–408.
3. Shehata F.A. Effect of temperature on the extraction of octahedral and tetrahedral cobalt(II) by 8-hydroxyquinoline and/or dibenzo-18-crown-6 or dibenzylamine / F.A. Shehata, S.I. EL-Dessouky, H.F. Aly // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 1999. Vol. 240, No. 1. P. 209–214.
4. Yoshio M. Analytical applications of crown ether extraction of cobalt thiocyanate complex with ammonium-crown ether complex / M. Yoshio, M. Ugamura, H. Noguchi and M. Nagamatsu // Analytical letters. – 1978. – A11, No. 4. – P. 281–286.

ИЗМЕНЕНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА СВИНЦА ПРИ ЗОННОЙ ПЕРЕКРИСТАЛЛИЗАЦИИ

Акимов Д.В., Егоров Н.Б.

Научный руководитель: Егоров Н.Б., к.х.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: akimov@tpu.ru

В промышленности стабильных изотопов свинца получают с помощью центрифужного способа. При этом в качестве рабочего соединения используют его металлоорганическое соединение – тетраметилсвинец. Если в молекуле рабочего газа соединены два или более полиизотопных атома, то необходимо учитывать эффект изотопного расщепления компонент, называемый также «изотопным перекрытием». В этом случае молекулы с одинаковой массой могут содержать разные изотопы одного и того же химического элемента и, наоборот, выделяемый изотоп распределяется по молекулам разной массы. Это значительно усложняют процесс разделения, ограничивая предельные обогащения целевых изотопов в каскаде. Для получения высоких обогащений требуется применение реакторов изотопного обмена, которые устанавливаются либо непосредственно в разделительный каскад, либо через них пропускают рабочее вещество после выхода из каскада при каждом цикле. Все это приводит к увеличению стоимости конечного продукта. Поэтому использование центрифужного метода на финальных этапах разделения является нерациональным.

Поэтому целесообразным является создание технологии сочетающей в себе комбинацию разделительных способов, где один способ является основным, а другой используется лишь для дообогащения стабильных изотопов. В качестве исследуемого метода выбран процесс зонной перекристаллизации, при котором зона плавления служит местом, где с одной стороны постоянно накапливается изотопное обогащение, а с другой стороны фронтом кристаллизации фиксируется достигнутое при данном числе проходов обогащение материала.

В данной работе проведено исследование процесса изменения изотопного состава природного свинца, а также изучены вопросы по дообогащению его стабильных изотопов ^{206}Pb и ^{208}Pb с помощью процесса зонной перекристаллизации.

Установлено, что условием изменения изотопного состава свинца при его зонной перекристаллизации является использование переменного или постоянного тока. По результатам экспериментов установлено, что максимальное изменение изотопного состава свинца наблюдается в случае использования следующих условий зонной перекристаллизации: количество ступеней перекристаллизации 30, скорость движения слитка 3 см/ч (рисунок 2), плотность тока 0,127 мкА/см², частота тока 1 кГц. Коэффициент разделения свинца природного изотопного состава равен $\alpha(^{208}\text{Pb}) = 1,0010$.

В экспериментах по дообогащению стабильных изотопов свинца содержание изотопа ^{206}Pb увеличено с 99,30 до 99,97 %, в экспериментах с изотопом ^{208}Pb с 99,70 до 99,99 %. Коэффициенты разделения при этом составили: $\alpha(^{206}\text{Pb}) = 1,109$, $\alpha(^{208}\text{Pb}) = 1,120$. Выход готового продукта составляет от 40 до 50 % (рисунок 1).

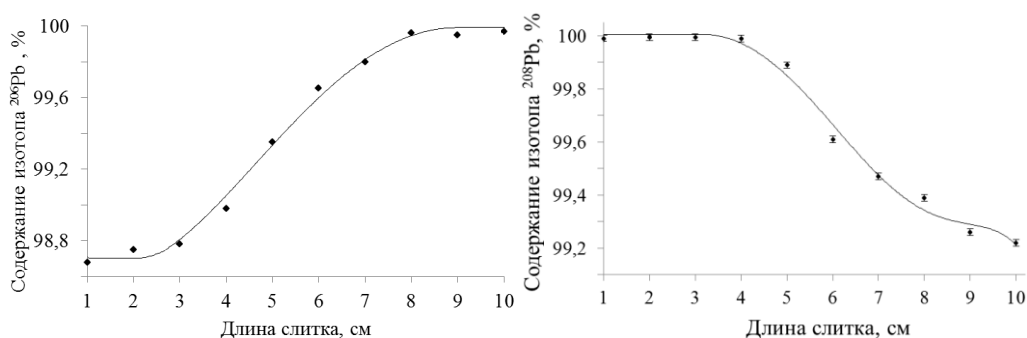


Рисунок 1. Распределение высокообогащенных изотопов ^{206}Pb и ^{208}Pb по длине слитка после процесса зонной перекристаллизации

Полученные данные позволяют сделать вывод о возможности создания технологии, сочетающей в себе комбинацию разделительных способов, где один способ является основным, а другой используется для дообогащения стабильных изотопов.

СЕЛЕКТИВНОСТЬ ИЗВЛЕЧЕНИЯ СТРОНЦИЯ СОРБЕНТОМ НА ОСНОВЕ ДИ-ТРЕТ-БУТИЛДИЦИКЛОГЕКСИЛ-18-КРАУН-6 И СПИРТ-ТЕЛОМЕРА N3

Бежин Н.А.¹, Довгий И.И.^{1,2}, Баулин В.Е.^{3,4}

¹ФГАОУ ВО Севастопольский государственный университет,
299053, Россия, г. Севастополь, ул. Университетская, 33

²ФГБУН Морской гидрофизический институт РАН,
299011, Россия, г. Севастополь, ул. Капитанская, 2

³ФГБУН Институт физиологически активных веществ РАН
142432, Россия, Московская область, г. Черноголовка, Северный проезд, 1

⁴ФГБУН Институт физической химии и электрохимии имени А.Н. Фрумкина РАН
119071, Россия, г. Москва, Ленинский проспект, 31, корп. 4

E-mail: nickbezhin@yandex.ru

Ранее [1] нами изучалась эффективность сорбентов для извлечения стронция на основе ди-трет-бутил-дициклогексил-18-краун-6 (ДТБДЦГ18К6), полученных с использованием различных разбавителей (октанола-1, нитробензола, спирт-теломера n3), без разбавителей, а также влияние параметров сорбционной системы на эффективность извлечения стронция. Было показана высокая эффективность сорбентов, содержащих спирт-теломер n3.

В настоящей работе рассмотрена селективность извлечения стронция сорбентом на основе ДТБДЦГ18К6, спирт-теломера n3 и стирол-дивинилбензолного носителя LPS-500 (размер частиц 150 – 250 мкм). Методики подготовки носителя и получения сорбента подробно описаны в [1].

Для оценки селективности сорбции использовали 0,1 мМ растворы металлов (Na, K, Rb, Cs, Ca, Sr, Ba, Co, Pb) с концентрацией азотной кислоты 3 М. 10 мл исследуемого раствора смешивали с 0,1 г сорбента. Полученные системы, периодически перемешивая, выдерживали в течение 48 ч. Время установления равновесия для сорбентов данного типа составляет 24 – 48 ч [2]. После этого сорбент и исследуемый раствор разделяли фильтрованием. Каждый опыт повторяли не менее трех раз.

Точное значение концентрации металлов в исходном и конечном растворах определяли на атомно-абсорбционном спектрофотометре Сатурн-4 ЭПАВ в пламени «ацетилен-воздух» атомно-абсорбционным (Sr, Co, Pb) и атомно-эмиссионным (Na, K, Rb, Cs, Ca, Ba) методами.

Были получены следующие результаты, представленные в табл. 1.

Таблица 1 – Оценка селективности сорбции стронция

Металлы	Щелочные				Щелочноземельные			Co	Pb
	Na	K	Rb	Cs	Ca	Sr	Ba		
K_d , мл/г	0,844	0,736	3,129	0,533	6,363	730,321	< 0,010	1,504	3204,813
Γ , ммоль/г	0,00002	0,00004	0,00020	0,00008	0,00028	0,00907	< 0,00001	0,00010	0,02415
R , %	0,837	0,731	3,034	0,530	5,982	87,956	< 0,010	1,482	96,974
$\beta_{Sr/Me}$	865,225	992,034	233,379	1369,742	114,778	–	> 10000	485,537	0,228

Из полученных результатов видно, что полученный сорбент проявляет селективность по отношению к стронцию и свинцу, также, как и его аналоги Sr Resin [3] и ТК100 [4]. Коэффициенты распределения остальных изученных на селективность металлов меньше на два и более порядка.

Отсюда можно получить следующий ряд селективности сорбента на основе ДТБДЦГ18К6, спирт-теломера n3 и LPS-500:



Работа выполнена в рамках НИР по теме «Разработка сорбентов на основе краун-эфиров для извлечения стронция из ОЯТ» при финансировании ФГБУ «Фонд содействия развитию малых форм предприятий в научно-технической сфере» победителя конкурса «У.М.Н.И.К.».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bezhin N.A., Dovhyi I.I., Lyapunov A.Yu. Sorption of strontium by sorbents on the base of di-(tert-butylcyclohexano)-18-crown-6 with use of various diluents // Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry. – 2016. DOI: 10.1007/s10967-016-4983-2.

2. Bezhin N.A., Dovhyi I.I., Lyapunov A.Yu. Sorption of strontium by the endoreceptor dibenzo-18-crown-6 immobilized in a polymer matrix // *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. – 2015. – Vol. 303, No 3. – P. 1927–1931. DOI: 10.1007/s10967-014-3770-1.
3. Dietz M.L., Yaeger J., Sajdak L.R.Jr., Jensen M.P. Characterization of an improved extraction chromatographic material for the separation and preconcentration of strontium from acidic media // *Separation Science and Technology*. – 2005. – Vol. 40, No 1–3. – P. 349–366. DOI: 10.1081/SS-200042247.
4. Surman J.J., Pates J.M., Zhang H., Happel S. Development and characterisation of a new Sr selective resin for the rapid determination of ^{90}Sr in environmental water samples // *Talanta*. – 2014. – Vol. 129. – P. 623–628. DOI: 10.1016/j.talanta.2014.06.041.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕРХНОСТНЫХ СВОЙСТВ ВЫСОКОМОЛЕКУЛЯРНЫХ МЕМБРАН НА ОСНОВЕ РАДИАЦИОННО- ПРИВИВОЧНОЙ ПОЛИМЕРИЗАЦИИ

Дюсембекова А.А., Сохорева В.В., Акылтаева А.А.

Научный руководитель: Сохорева В.В., с.н.с.

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: aad38@tpu.ru

Современные химические исследования все больше базируются на решение проблем экологии. На первый план рассматриваются такие проблемы, как экологическая безопасность производств, обезвреживание отходов, в том числе сточных вод. Решение этих проблем во многом связано с применением мембранных материалов и твердых электролитов, которые обычно используют для очистки вод, изготовления газовых и жидкостных сенсоров, всевозможных электрохимических устройств [1]. Для таких полимерных мембранных материалов характерны износостойкость, интенсивность износа и коэффициент трения в различных температурных условиях. А также изменение гидрофильности (гидрофобности) поверхности в процессе модифицирования.

В данной работе были исследованы поверхностные свойства модифицированных ПВДФ-мембран, полученные радиационно-прививочной полимеризацией. Модификация включает облучения исходного материала, ускоренными на циклотроне Р-7М, ионами гелия с энергией 27 МэВ.

Одной из характеристик поверхности мембран является краевой угол смачивания (θ), который определяли гониометрическим методом [2]. Для измерений использовали свежеперегнанную дистиллированную воду. Измерения по определению износостойкости проводили на высокотемпературном трибометре (PC-Operated High Temperature Tribometer THT-S-AX0000) по методике «Шар на диске». Методика тестирования соответствует ASTM G99 and DIN 50324. Трибологические испытания проводились в режиме сухого трения при комнатной температуре со скоростью скольжения 2,5 см/с, нормальная нагрузка в контакте составила 1 Н.

В ходе работы наблюдалось повышение смачиваемости сульфированных мембран из-за увеличения шероховатости их поверхности и образования полярных функциональных групп. Исходная пленка обладает ярко выраженными гидрофобными свойствами. Поверхностный слой содержит углеводородные сегменты, которые и обуславливают низкую смачиваемость. Повышение смачиваемости поверхности способствует переносу молекул воды. В ходе проведения эксперимента выяснили, что трековая ПВДФ мембрана не проницаема для воды. Подобное поведение объясняется характерным для гидрофобных материалов отсутствием взаимодействий мембрана-вода, что приводит к более сильному межфазному поверхностному натяжению. Молекулы воды в этом случае образуют кластеры друг с другом [3], а не смачивают поверхность мембраны. Экспериментальные данные показали, что сульфированные мембраны становятся водонепроницаемыми.

Временные зависимости коэффициента трения для образцов на основе ПВДФ носит переменный характер. Для исходного ПВДФ на начальном участке наблюдалось существенное снижение коэффициента трения. Это связано с приработкой контактирующих поверхностей (сглаживание механических неоднородностей поверхности). Для модифицированных образцов, в отличие от исходного ПВДФ, наблюдается рост коэффициента трения, что связано с особенностями формирования контактной поверхности. На последующем этапе коэффициент трения стабилизируется, работа сопряжения носит достаточно стабильный характер. Следует отметить, что в отличие от исходного ПВДФ, коэффициент трения при длительной продолжительности работы остается неизменным, возможно, это связано с тем, что для модифицированных образцов адгезионная составляющая работы трибосопряжения не так сильно проявляет себя, как для чистого полимера.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Волков В.В., Мчедлишвили Б.В., Ролдугин В.И., Иванчев С.С., Ярославцев А.Б. / Мембраны и нанотехнологии // Российские нанотехнологии. – 2008. – Т.3, №11-12. – С.67-99.
2. Мулдер М. Введение в мембранную технологию. / Пер. с англ. под ред. Ямпольского Ю.П., Дубяги В.П. – М.: Мир, 1999. – 513 с.
3. Вода в полимерах / Под ред. С.М. Роуланда. М.: Мир, 1984. – 555 с.

МОДИФИКАЦИЯ ТРЕКОВОЙ МЕМБРАНЫ ДЛЯ ЭЛЕКТРО- МЕМБРАННОГО РАЗДЕЛЕНИЯ РАСТВОРОВ СОЛЕЙ

Токтасынова А.Ж., Ахметшарипова Т.К., Морева И.В.,

Егоров И.С., Сохорева В.В. ,

Научный руководитель: Сохорева В.В., с.н.с.

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

akiltaeva_92@mail.ru

В данной работе проводились исследования радиационно- химической и плазменной модификации поверхности трековой полимерной мембраны для использования её в качестве разделительного элемента в электро-мембранных процессах.

Мембранное разделение растворов под воздействием электрических полей можно отнести к методам химического фракционирования. Среди многообразия мембранных материалов трековые полимерные мембраны (ТПМ) обладают рядом неоспоримых преимуществ. Такие мембраны широко применяются в медицине, в водоочистке, микроэлектронике. ТПМ обладают химической и механической прочностью, равномерным распределением калиброванных пор. Совершенствование свойств мембран возможно путем плазменной и радиационно-химической модификации поверхности мембранной трековой основы. В этом случае улучшение фильтрационных свойств ТПМ обусловлено изменением формы трековых каналов в мембране и придания им асимметричности. Одной из важнейших характеристик рассматриваемого нами мембранного материала является размер пор.

В рамках данной работы были синтезированы асимметричные мембраны и мембраны с полупроницаемыми полупроводящими слоями оксида кремния и нитрида титана на трековой мембранной основе.

Трековая мембранная основа формировалась при облучении полимера полиэтилентерефталата (ПЭТФ) ионами $^{40}\text{Ar}^{+8}$ (энергия 41 МэВ) с последующим химическим травлением в растворе NaOH.

Одна группа исследуемых образцов подвергалась воздействию радиационно- химической прививке акриловой кислоты. В этом случае полимерная трековая матрица, помещалась в водный раствор акриловой кислоты и подвергалась воздействию импульсного электронного пучка с энергией 500 кэВ и разным временем экспозиции. На поверхность другой группы исследуемых образцов методом магнетронного испарения наносились полупроницаемые пленки диоксида Ti и Si.

Поверхности модифицированных мембран исследовались методом «растекающейся капли, методом растровой электронной микроскопии (РЭМ), методом ИК- спектроскопии и ВАХ. Эффективные диаметры пор мембран определялись методом водной проницаемости (закон фильтрации Дарси). Было показано, что в процессе модификации трековой мембранной основы происходит изменение эффективного диаметра с появлением асимметрии со стороны воздействия на поверхность.

Была разработана лабораторная установка для, включающая в себя источник тока, контрольно- измерительные приборы и ячейку с разделительной мембраной.

В качестве модельного раствора для проведения эксперимента был выбран 100% раствор NaCl. Контролировались ВАХ - характеристики при смене полярности источника. Изменение концентрации раствора контролировалось спектрофотометром, предварительно проградуйрованном с применением ГСМ. Результаты исследования показали следующее.

Поверхность мембран с радиационно- химической прививкой стала гидрофильной, вследствие изменилась скорость фильтрации растворов, но разделение ионов не наблюдалось. При фильтрации раствора NaCl через мембрану модифицированную пленками диоксида Ti и Si, концентрация ионов Na при смене полярности источника [1].

1. Ахметшарипова Т.К., Сохорева В.В

Формирование асимметричных трековых пор в полимерной матрице облученных ионами аргона // Вестник НЯЦПК.- ISSN 1729 75-16.- 2015 г.- Вып. 3.- с. 17-21.

В заключении авторы благодарят сотрудников лаборатории ПРВ ФТИ ТПУ, предоставивших пучок ионов и время для облучения пленок

МОДЕЛИРОВАНИЕ ОБМЕННЫХ ПРОЦЕССОВ РАЗДЕЛЕНИЯ НА ТВЕРДОФАЗНЫХ СОЕДИНЕНИЯХ

Титов Е.С., Дорофеева Л.И.

Научный руководитель: Дорофеева Л.И., к.ф.-м.н., доцент
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: titov_evgeni@mail.ru

Проблема разделения изотопов, применяемых во многих областях науки и техники, в настоящее время актуальна в связи с растущими потребностями в высокообогащённых изотопах. Работы, проводимые в данном направлении, основаны на изучении новых эффективных способов разделения, применении ионообменных материалов, отвечающих требованиям по экологической безопасности производства. В данной работе проводилось моделирование процесса разделения изотопов с целью изучения влияния селективных свойств катионитов, кинетических характеристик, а также метода осуществления процесса на эффективность разделения. Нами определялись гидравлические характеристики работы катионообменных и анионообменных колонн в сравнении, а также исследована зависимость от гранулометрического состава слоя и температуры среды. Рассмотрены методики по измерению основных физико-химических характеристик зернистого ионообменного слоя, а также выполнены определения плотности, порозности, селективности и коэффициентов обогащения изотопов щелочных элементов.

Практическое значение и сферы применения неорганических ионообменников обусловлены, прежде всего, их высокой селективностью, химической, термической и радиационной устойчивостью, т.е. свойствами, выгодно отличающими их от органических ионообменных смол. Возможность подбора и синтеза неорганических ионообменников с заданными свойствами практически неисчерпаемы [1]. Это обусловлено тем, что в качестве сорбентов могут использоваться неорганические соединения многих классов, способные поглощать ионы из растворов за счет различных типов сорбционных актов, а также тем, что современные методы синтеза и модифицирования неорганических сорбентов [2] позволяют варьировать их свойства в широких пределах. При использовании селективных ионообменников коэффициент изотопного разделения значительно возрастает. Как правило, селективность определяется типом ионогенных групп, числом поперечных связей и размером пор ионообменника. При точном соответствии размеров пор радиусу гидратированного иона элемента проявляется ситовый эффект. Разделение изотопов щелочных элементов проводилось методом фронтального анализа и элютивной ионообменной хроматографии. На неорганических сорбентах получено увеличение коэффициента изотопного обогащения до 0,0127.

Проведены теоретические расчёты динамики процесса сорбции в ионообменной колонне и определена высота теоретической ступени для непрерывного и ступенчатого способа подачи вещества в обменную колонну. Исследовано влияние кинетических характеристик на процесс разделения изотопов в противоточной системе со встречным движением фаз, для этого рассчитаны кинетические характеристики работы ионообменной колонны с противоточным режимом подачи раствора и последующей регенерацией ионообменного материала, определена величина ВЭТС. Проведена оценка эффективности работы ионообменной колонны, определена величина степени разделения. Проведено сопоставление расчётных результатов с экспериментальными. Определены диапазоны допустимого изменения скоростей перемещения фаз по ионообменной колонне. Оптимальная скорость движения фазы ионообменника составила 0,04 см/с, фазы ионита – 0,07 см/с. Величина степени разделения при данных условиях осуществления процесса и в зависимости от типа селективного материала изменяется в диапазоне 1,021...1,092.

Применение ионообменного материала с привитыми селективными свойствами более эффективно, как для процессов сорбции и ионообменного поглощения, так и изотопного обогащения, поэтому результаты могут быть использованы в различных областях, где требуется разделение, глубокая очистка и селективное извлечение ценных компонентов из технологических растворов, а также изотопное обогащение на селективном ионообменном материале.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1) Ярославцев А.Б. Ионный обмен на неорганических сорбентах// Успехи химии.-1997,-Т.66, №7,-С.641-660.
- 2) Тихомиров И.А., Вергун А.П., Дорофеева Л.И. Исследование селективных свойств неорганических ионообменников/ Том. политехн. ун-т. - Томск, 2001. - 14 с. - Деп. В ВИНТИ 28.03.01, № 759 - В2001.

ЭЛЕКТРОИОНИТНЫЕ ПРОЦЕССЫ В ДВУХФАЗНЫХ ОБМЕННЫХ СИСТЕМАХ

Орехов Д.В., Дорофеева Л.И.

Научный руководитель: Дорофеева Л.И., к.ф.-м.н., доцент
Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30
E-mail: sisrabol@yandex.ru

Ионообменное разделение изотопных и ионных смесей используется в процессах очистки и селективного извлечения ценных компонентов раствора, получения моноизотопной продукции и актуально для многих отраслей промышленности. Нами рассмотрены особенности применения данных процессов для обменных систем с электрорегенерацией использованного на стадиях сорбции ионообменного материала. Изучение процесса электромассопереноса при электродиализе проводилось при определении кинетических характеристик процесса электромиграции с учётом подвижности ионов и коэффициентов диффузии:

$$D = \frac{l^2}{6\tau_0} \exp\left(-\frac{E_a}{kT}\right), \quad l = \sqrt[3]{\frac{1}{N_a c}}, \quad p_i = \frac{n_i}{n_0} = \exp\left(-\frac{E_a}{kT}\right)$$

где l – расстояние между фиксированными ионами; p_i – число частиц с энергией E_a ; n_0 – общее число частиц; k – постоянная Больмана, T – температура, N_a – число Авагадро, c – концентрация.

Анализ кинетических характеристик процесса транспорта ионов показывает, что при электродиализе с заполнением межмембранного пространства интенсивность массопереноса возрастает. Эффективность процесса разделения зависит от типа ионита, его заряда и размеров, структурных характеристик, размеров в гидратированном и дегидратированном состоянии [1], температуры среды, природы аниона, связанного с катионом в растворе [2]. Были рассмотрены двухфазные обменные системы с использованием органических и неорганических катионитов. С учетом наложения электрического поля на двухфазную систему рассчитано время диффузии ионов через рабочую камеру электродиализатора, работающего в динамическом режиме подачи раствора.

Нами проводилось определение изменения концентрации ионов с течением времени в зависимости от установленного рабочего режима аппарата. Были определены условия переноса ионов в вертикальном и горизонтальном направлениях, и выбран рабочий диапазон расхода раствора при динамическом режиме работы электродиализатора.

Предварительно оценивалось время движения ионов [3] под действием постоянного электрического поля и необходимый объёмный расход раствора через среднюю камеру:

$$t_u = \frac{d_k}{V_u} = \frac{d_k \cdot F}{\mathcal{Q}_u \cdot E} = \frac{d_k \cdot L_{AK} \cdot F}{\mathcal{Q}_u \cdot U}, \quad Q_p = \omega_k \cdot d_k \cdot V_p \cdot f = \frac{\omega_k \cdot H_k \cdot \mathcal{Q}_u \cdot U \cdot f}{L_{AK} \cdot F},$$

где d_k – межмембранное расстояние в средней камере; V_u – скорость движения ионов; \mathcal{Q}_u – подвижность иона; F – число Фарадея; U – прикладываемое напряжение; L_{AK} – межэлектродное расстояние; E – напряженность постоянного электрического поля; ω_k – ширина средней камеры; V_p – скорость движения раствора; f – коэффициент пористости.

В ходе последующего моделирования процесса регенерации ионообменника была рассчитана скорость движения фронта концентрационной волны по средней камере электродиализатора с межмембранным заполнением ионообменным материалом и установлена взаимосвязь скорости движения фронта концентрационной волны с ионообменной ёмкостью ионита, а также определены затраты энергии и условия электропитания электродиализного аппарата.

Применение динамического режима подачи ионообменника в среднюю камеру электродиализатора эффективно с точки зрения осуществления замкнутых непрерывных процессов регенерации ионообменников, результаты работы могут быть использованы на предприятиях для процессов очистки технологических растворов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1) Ярославцев А.Б. Ионный обмен на неорганических сорбентах// Успехи химии.-1997,-Т.66, №7,- С.641-660.
- 2) Измайлов Н.А. Электрохимия растворов. Москва: Химия, 1976. - 488 стр.
- 3) Вергун А.П., Тихонов Г.С., Дорофеева Л.И. Деионизация никельсодержащих растворов гальванического производства. // Известия Томского политехнического университета. – 2003. – Т.306, № 2.– С. 38 - 39. - ISBN 60579582.

МАТЕМАТИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ ТРАЕКТОРИИ ДВИЖЕНИЯ КАТИОНОВ РАЗЛИЧНЫХ МЕТАЛЛОВ В ВОДНОМ РАСТВОРЕ СОЛЕЙ ПОД ДЕЙСТВИЕМ АСИММЕТРИЧНОГО ПОЛЯ

Шаманин И.В., Ушаков И.А., Титов Е.С.

Научный руководитель: Тимченко С.Н., к.т.н.

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: mamay2008@bk.ru

Для селекции атомов и молекул, находящихся в растворах солей могут быть использованы внешние периодические электрические поля высокой частоты [1]. Для поиска оптимальных условий проведения экспериментов необходим поиск траектории движения катионов различных металлов в водных растворах солей.

Одним из способов селекции атомов и молекул в водном растворе солей, является использование асимметричного электрического поля в качестве движущей силы миграции ионов в заданном направлении.

Получено уравнение колебаний иона (1) в растворе относительно молекул растворителя для случая положительной полуволны в асимметричном электрическом поле при различных амплитудах и длительностях полупериода.

$$\Delta(t) = \left(\frac{A}{8kq_{ion}} (\sin 2\omega t - 2\sin \omega t) + C \right)^{-1/3} \quad (1)$$

Где k - коэффициент пропорциональности в законе Кулона,

C - константа определяемая из условия $\Delta(t=0) = a$,

a - фиксированная точка в объеме раствора в которой известен градиент напряженности поля и его временная зависимость.

В экспериментах по возбуждению селективного дрейфа сольватированных ионов [2], значение константы A выбиралось в примерно равное $4 \cdot 10^6 \text{ В} \cdot \text{м}^{-2}$ [2]

Для определения смещение иона относительно начального положения в течение одного периода имеет знакопеременный характер. Также отличаются абсолютные изменения смещений при знакопеременном воздействии асимметричного поля. Отрезок траектории дрейфа иона в направлении одного электрода рассчитывается и определяется как разность модулей положительных и отрицательных частей [3] и рассчитывается (2).

$$l_d = |\Delta_+| - |\Delta_-| \quad (2)$$

В результате данной работы были получены расчетные траектории движения ионов подтверждающие эффект их медленного дрейфа в сторону одного из электродов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Казарян М.А., Ломов И.В., Шаманин И.В. Электрофизика структурированных растворов солей в жидких полярных диэлектриках.— М.: Физматлит, 2011.
2. Казарян М.А., Шаманин И.В., Ломов И.В. и др. Электро- и магнитоиндуцированный перенос сольватированных ионов в изолированном растворе соли в полярном диэлектрике // Теоретические основы химической технологии, 2010. Т. 44, №1, С.1-9
3. Shamanin I.V., Kazaryan M.A. Structure of salts solution in polar dielectric liquids and electrically-induced separation of solvated ions // Proceedings of the 13th Workshop on Separation Phenomena in Liquids and Gases (SPLG 2015). Bariloche, Argentina, June 7th to 11th, 2015 (National Atomic Energy Commission of Argentina), p.p, 255-269

ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДА ИЗОТОПНЫХ ОТНОШЕНИЙ ДЛЯ ХАРАКТЕРИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Павлюк А.О., Беспала Е.В., Котляревский С.Г.

Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов

Автодорога 13, стр. 179а, г. Северск, Томской обл., 636000

E-mail: info@dnrc.ru

Проблемой обращения с радиоактивными отходами, образовавшихся в 50-90-х годах прошлого века и относящихся к ядерному наследию, является полное отсутствие или неполнота данных по истории образования, характеристиках и местах их нахождения. В процессе решения проблем ядерного наследия АО «ОДЦ УГР» был накоплен уникальный опыт по обнаружению, определению условий хранения и характеристик РАО на разных предприятиях Госкорпорации «Росатом» в рамках выполнения программы первичной регистрации РАО.

На площадках АО «ОДЦ УГР», АО «СХК», ФГУП «ПО Маяк», Белоярская АЭС и др. были опробованы различные методы и оборудование, позволившие уточнить места расположения хранилищ, объемы и характеристики РАО. Для получения информации о происхождении РАО и идентификации типов РАО был применен метод изотопных (радионуклидных) отношений, который основан на использовании зависимостей соотношений определенных радионуклидов. Для анализа отходов, образовавшихся при эксплуатации уран-графитовых реакторов, были использованы следующие радионуклидные отношения: $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$, $^{152}\text{Eu}/^{154}\text{Eu}$, $^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am}$, $^{137}\text{Cs}/^{60}\text{Co}$ и др. Соотношения были выбраны с учетом технической возможности их определения в полевых условиях с применением мобильных спектрометрических комплексов типа ISOCS (In Situ Object Counting System) или отечественного аналога типа СКС-07П (09П)_Г и др. После измерений полученные значения соотношений сравниваются с расчетными зависимостями, полученными для каждого типа РАО с учетом различий в периодах полураспада нуклидов, сечениях поглощения нейтронов, параметрах облучения в реакторе и т.д. Точность оценок в конечном итоге зависит от полноты исходных данных, используемых в расчетах, поэтому применяется вся доступная информация об источнике образования РАО, типах и характеристиках отходов, объемах образования, условиях размещения и др.

Для получения более полной информации об объекте размещения (хранилище) и характеристиках РАО учитываются практически все содержащиеся в них нуклиды и даже особенности их спектра гамма-излучения. Такие радионуклиды как ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{60}Co в случае высокой интенсивности излучения и достаточной чувствительности детектора могут быть измерены через бетонную стену хранилища толщиной 1 м, что позволяет идентифицировать присутствие высокоактивных фрагментов РАО или ядерного топлива в объеме хранилища и определить их приблизительные характеристики. Анализ изменения соотношений интенсивностей энергетических линий спектра излучения нуклидов ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{60}Co после прохождения стенки бетона позволяет определить поправки на самопоглощение и получить информацию о толщине стенки и расстоянии до фрагментов отходов. В этом случае выполняется определение необходимых отношений нуклидов для разных частей (сегментов) хранилища, которые впоследствии сравниваются с отношениями, полученными после отбора и измерений фрагментов РАО в лабораторных условиях.

В настоящее время наиболее важной задачей является разработка методов изотопных (радионуклидных) отношений для оперативной оценки в объеме РАО трудно измеряемых радионуклидов ^{14}C , ^{36}Cl , изотопов Pu и U, и др. Измерение этих нуклидов в пробах выполняется в лабораторных условиях с применением дорогостоящего современного оборудования и сложных методов анализа. Поэтому разработка методических подходов по их определению через соотношения с легко измеряемыми нуклидами ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{60}Co позволит сократить затраты на характеризацию отходов в контейнерах и хранилищах за счет снижения применения разрушающих и соответственно дорогостоящих методов анализа при достижении достаточной точности измерений. При этом рассматриваются возможности расширения спектра применяемого оборудования путем перехода на недорогие типы детекторов, которые не требуют охлаждения азотом. Наиболее перспективными разрабатываются комплексы с применением детекторов на основе BGO, Xe, LaBr₃, CdZnTe и др.

ПРИМЕНЕНИЕ ФЛОКУЛЯНТОВ «BESFLOC» В ПРОЦЕССЕ ОСВЕТЛЕНИЯ УРАНОВЫХ РАСТВОРОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Баженова Я.Е., Парецков Е.Н., Карелина Н.В.

Научный руководитель: Карелин В.А., д.т.н., профессор

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: vakarelin@tpu.ru

За последние десятилетия процессам переработки керамического отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), образующегося в реакторах LWR, уделяется все большее значение. Процесс переработки позволяет использовать замкнутый ядерный топливный цикл и обеспечить многократное использование урана, находящегося в исходном топливе. В лабораторных условиях определена возможность применения флокулянтов марки «BESFLOC» для осветления растворов трансурановых элементов, имеющих высокую концентрацию радионуклидов. Для фильтрования коллоидного раствора, полученного после растворения ОЯТ, разработана установка, схема которой показана на рис. 1.

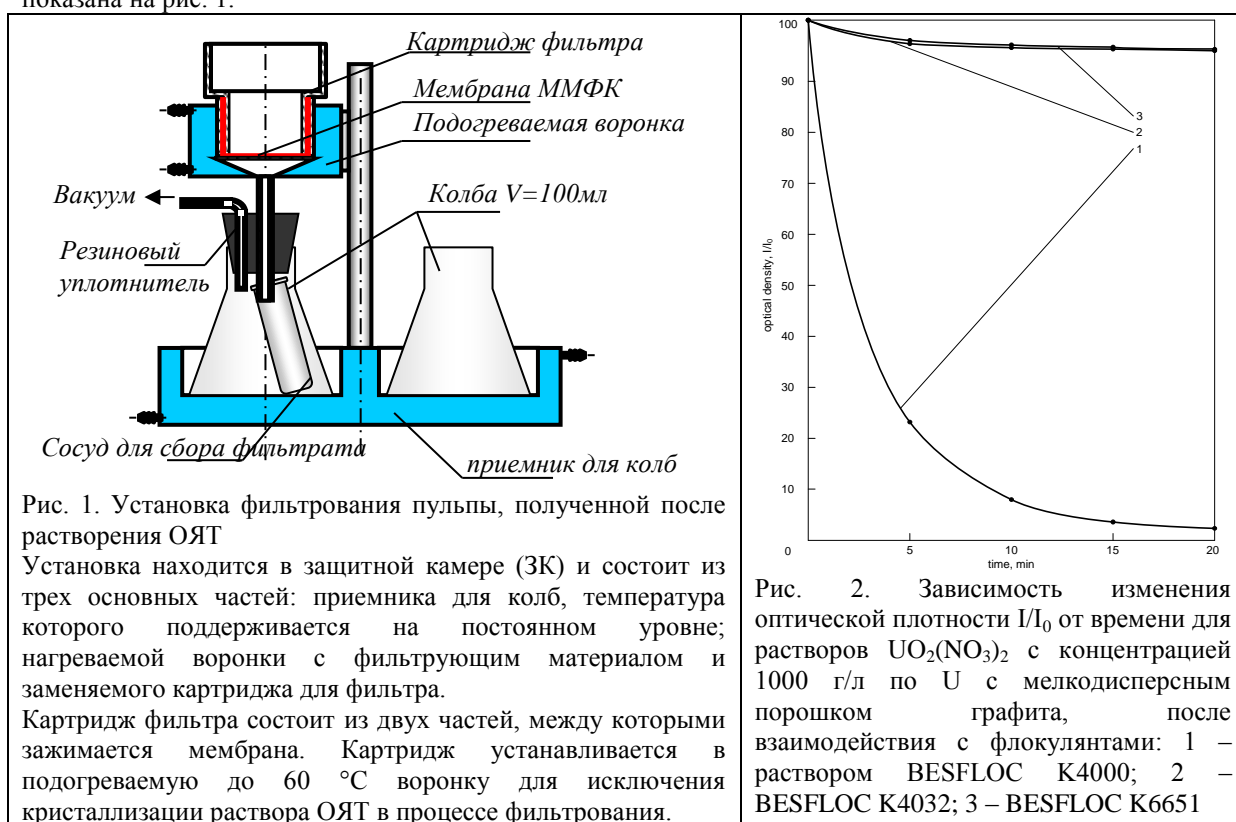


Рис. 1. Установка фильтрования пульпы, полученной после растворения ОЯТ

Установка находится в защитной камере (ЗК) и состоит из трех основных частей: приемника для колб, температура которого поддерживается на постоянном уровне; нагреваемой воронки с фильтрующим материалом и заменяемого картриджа для фильтра.

Картридж фильтра состоит из двух частей, между которыми зажимается мембрана. Картридж устанавливается в подогреваемую до 60 °С воронку для исключения кристаллизации раствора ОЯТ в процессе фильтрования.

Рис. 2. Зависимость изменения оптической плотности I/I_0 от времени для растворов $UO_2(NO_3)_2$ с концентрацией 1000 г/л по U с мелкодисперсным порошком графита, после взаимодействия с флокулянтами: 1 – раствором BESFLOC K4000; 2 – BESFLOC K4032; 3 – BESFLOC K6651

Изменение оптической плотности растворов $UO_2(NO_3)_2$ с концентрацией 1000 г/л по U и мелкодисперсным порошком графита (раствор имитатора) от времени проведения процесса после взаимодействия с флокулянтами BESFLOC различных марок показаны на рис. 2. Исследования проведены при 90 °С и соотношении объемов раствора флокулянта к урансодержащему раствору 1:10. При использовании неионогенного флокулянта BESFLOC K4000 в течение 10 мин значение оптической плотности раствора I/I_0 не превышало 8 ед., а через 20 мин произошло практически полное осветление исходного раствора.

Таким образом, выполненные исследования для удаления коллоидных частиц из растворов ОЯТ с использованием флокулянтов BESFLOC, показали, что процесс флокуляции является альтернативным методом относительно используемого в настоящее время в промышленности метода центрифугирования.

ПЛАЗМЕННАЯ ОБРАБОТКА КУБОВЫХ ОСТАТКОВ ПЕРЕРАБОТКИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА АЭС

Болгов С.Ю., Шеховцова А.П.

Научный руководитель: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: bolgow.stepan@yandex.ru

В ходе эксплуатации атомных реакторов на АЭС накоплены огромные объемы продуктов выпарки высокоактивных жидких радиоактивных отходов (ЖРО) в виде кубовых остатков. В настоящее время хранилища многих АЭС заполнены на 80-90 % [1,2]. К недостаткам применяемых технологий следует отнести многостадийность, необходимость использования большого количества химических реагентов, значительные энерго- и трудозатраты [2]. Снижение энергозатрат на термообработку таких отходов приведет к существенному удешевлению их утилизации. В связи с этим поиск новых решений данной проблемы является актуальным.

Для обработки таких водно-солевых отходов перспективным является применение низкотемпературной плазмы. Однако плазменная обработка только ВСО потребует значительных энергозатрат (до 4 МВт·ч/т) [3]. Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при плазменной обработке кубовых остатков в виде водно-солеорганических композиций (ВСОК) [2].

Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при плазменной обработке кубовых остатков в виде водно-солеорганических композиций (ВСОК) [3,4].

В работе представлены результаты моделирования процесса плазменной обработки кубовых остатков (КО), имеющих следующий характерный химический состав (г/л): NaNO_3 и KNO_3 – (200-250); $\text{Na}_2\text{C}_2\text{O}_4$ – (25-28); $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$ – (50-60); Na_2CO_3 – (20-25); NaOH – (25-30); H_2O – остальное [1].

На основе результатов расчетов показателей горючести модельных композиций («КО–ацетон», «КО–этанол» и др.), обладающих высокой взаимной растворимостью, определены составы ВСОК, имеющие низшую теплотворную способность ($Q_{\text{н}}^{\text{p}} \geq 8,4$ МДж/кг) и адиабатическую температуру горения ($T_{\text{ад}} \geq 1200$ °С) и обеспечивающие не только существенное снижение затрат энергозатрат на плазменную обработку СНР (до 0,1 МВт·ч/т), но дополнительное получение тепловой энергии для технологических и бытовых нужд (до 2,0 МВт·ч/т).

В результате термодинамических расчетов процесса плазменной обработки ВСОК установлены основные закономерности влияния исходного состава этих композиций и массовых долей воздушного плазменного теплоносителя на равновесные составы образующихся газообразных и твердых продуктов и определены режимы для практической реализации процесса, обеспечивающие экологически безопасную плазменную обработку отходов в воздушной плазме. Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA».

С учетом полученных результатов проведены экспериментальные исследования процесса плазменной обработки модельных отходов на плазменном стенде «Плазменный модуль на базе высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01» (рабочая частота 13,56 МГц, колебательная мощность до 60 кВт), и экспериментально подтверждена возможность энергоэффективной плазменной обработки АЭР в воздушно-плазменном потоке в виде диспергированных горючих композиций.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии для энергоэффективной плазменной обработки кубовых остатков продуктов выпарки ЖРО на АЭС, а также других радиационно-загрязненных водно-солевых отходов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рябчиков Б.Е. Очистка жидких радиоактивных отходов. - М.: ДеЛи принт, 2008. – 512 с.
2. Никифоров А.С., Кулиниченко В.В., Жихарев М.И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 184 с.
3. Туманов Ю. Н. Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле: настоящее и будущее. – М.: «Физматлит», 2003. – 759с.
4. Karengin A. G., Karengin A. A., Novoselov I. Y., Tundeshev N. V. Calculation and Optimization of Plasma Utilization Process of Inflammable Wastes after Spent Nuclear Fuel Recycling // Advanced Materials Research. – 2014. - Vol. 1040. - P. 433-436.
5. Karengin A. G., Karengin A. A., Podgornaya O. D., Shlotgauer E. E. Complex utilization of processing wastes in air plasma of high-frequency torch discharge // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – 2014. - № Article number 012034. - P. 1-6.

ИМЕННОЙ УКАЗАТЕЛЬ АВТОРОВ ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ

- А -

Акимов Д.В. 48, 58
Акылтаева А.А. 61
Алюков Е.С. 42
Аусенов К.Ж. 27
Ахметшарипова Т.К. 62

- Б -

Бабаев Р. Г. 22, 55
Баженова Я.Е. 67
Балашков В.С. 56
Баулин В.Е. 59
Бежин Н.А. 59
Беспала Е.В. 18, 53, 66
Болгов С.Ю. 68
Борецкий Е.А. 47, 49

- В -

Варлачева Н.В. 41
Вергун А.П. 56
Верхорубов Д.Л. 47, 49
Вендт К. 20
Видяев Д.Г. 49

- Г -

Гадельшин В.М. 20
Гамов Д.Л., 22
Гатауллина А.Р. 19, 33
Говяшов И.А. 14
Головацкий А.В. 41
Гостева И.В. 30
Григорьев А.С. 36
Губанов С.М. 54
Гофман В.Н. 23

- Д -

Довгий И.И. 59
Дорофеева Л.И. 63, 64
Дрогалев А.С. 56
Дюсембекова А.А. 61

- Е -

Егоров Н.Б. 48, 58
Егоров И.С. 62
Евдокимова Ю.Г. 25

Емец Е.Г. 41

- З -

Зубов В.В. 43, 46

- К -

Кабанов Д.В. 21
Карелина Н.В. 67
Каренгин А.А. 29, 38, 39
Картавых А.А. 54
Кнышев В.В. 44
Котляревский С.Г. 66
Котляров А.А. 45
Крайнов А.Ю. 54
Кузеро В.Б. 16

- Л -

Луценко Ю.Ю. 19, 33
Ляпунов А.Ю. 57

- М -

Макаревич С.В. 53
Малюгин Р.В. 13, 14
Мендоса О. 44
Меркулов В.Г. 21
Мирзоев С.Р. 19
Mutalibov Z.A. 28
Морева И.В. 62

- Н -

Новоселов И.Ю. 16, 18, 42, 53
Никишкин И.Ю. 31

- О -

Орешкин Е.А. 35
Орлов А.А. 12, 13, 14
Орехов Д. В. 64

- П -

Павленко А.П. 32
Павлюк А.О. 18, 66
Парецков Е.Н. 67
Перминов С.В. 46
Пешехонова А.С. 34
Пироженко Т.Е. 37, 39

Побережников А.Д. 42

- Р -

Рыжакова Н.К. 45

Ролдионов А.В. 50

- С -

Савостиков Д.В. 47

Сафронов А.Е. 51

Сверчков И.А. 51

Скорынин Г.М. 15

Смоляков А.К. 25

Совач В.П. 12

Сохорева В.В. 61, 62

Сукотнова В.В. 13

Сычев А.В. 35

- Т -

Токтасынова А.Ж. 62

Титов Е.С. 63, 65

Timokhin A.M. 28

Тундешев Н.В. 43

Тюделеков Е.А. 50

Туксов И.В. 23

- У -

Удалов А.А. 45

Украинец О. А. 44

Ушаков А.А. 12

Ушаков И.А. 65

- Ф -

Федюк Р.С. 25, 28

- Ц -

Цимбалюк А.Ф. 13, 14

- Ч -

Черниговский С.В. 33

- Ш -

Шаманин И.В. 23, 27, 65

Шеховцова А.П. 68

Шилова К.О. 45

Шикерун К.Т. 55

Шкретий Т.А. 25

Штудер Д. 20

- Я -

Янковская В.С. 57

Научное издание

ИЗОТОПЫ: ТЕХНОЛОГИИ, МАТЕРИАЛЫ И ПРИМЕНЕНИЕ

Сборник тезисов докладов
III Международной научной конференции
молодых ученых, аспирантов и студентов

Издано в авторской редакции

**Отпечатано в ООО «Графика» в полном соответствии с
качеством представленного оригинал-макета**

Подписано к печати 12.09.2016. Формат 60×84/16. Бумага «Снегурочка».

Печать XEROX. Усл. печ. л. **3,95**. Уч.-изд. л. **3,96**.

Заказ **2667**. Тираж 50 экз.

ООО «Графика». 634050, г. Томск, ул. Беленца, 17