

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ
ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

АДМИНИСТРАЦИЯ ТОМСКОЙ ОБЛАСТИ

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ОПЕРАТОР
ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

ФГАОУ ВО «НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»

СЕВЕРСКИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ — ФИЛИАЛ ФГАОУ ВО
«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»

АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО «СИБИРСКИЙ ХИМИЧЕСКИЙ КОМБИНАТ»

ИНФОРМАЦИОННЫЙ ЦЕНТР ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ В Г. ТОМСКЕ

РЕГИОНАЛЬНАЯ ОБЩЕСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ
«ТОМСКОЕ ПРОФЕССОРСКОЕ СОБРАНИЕ»

IX ШКОЛА-КОНФЕРЕНЦИЯ МОЛОДЫХ АТОМЩИКОВ СИБИРИ

17—19 октября 2018 года

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ

Томск
2018

УДК 621.039

*Материалы сборника издаются в авторской редакции.
Авторы несут полную ответственность за достоверность информации
и возможность её опубликования в открытой печати.*

Ш67 IX Школа-конференция молодых атомщиков Сибири : сборник тезисов докладов 17—19 октября 2018 года, г. Томск. — Томск : Дельтаплан, 2018. — 178 с.

ISBN 978-5-94154-222-2

Сборник включает материалы IX Школы-конференции молодых атомщиков Сибири. Приводятся результаты научных исследований, связанных с актуальными вопросами ядерного нераспространения, безопасности ядерной отрасли; безопасности при обращении с РАО и радиоэкология; перспективными направлениями развития ядерной энергетики, ядерных технологий в инновационной экономике и ядерной медицине; химическими технологиями атомной промышленности и энергетики; автоматизацией и информатизацией технологий и объектов атомной отрасли.

Для специалистов, работающих в атомной отрасли, а также для студентов, аспирантов и молодых ученых, интересующихся актуальными вопросами ядерной энергетики и промышленности.

УДК 621.039

ISBN 978-5-94154-222-2

© Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом» и др., 2018
© ООО «Дельтаплан», оформление, 2018

Содержание

СЕКЦИЯ

Актуальные вопросы ядерного нераспространения, безопасность ядерной отрасли

<i>Бабихина М. Н., Кудияров В. Н.</i> Применение метода газозафазного наводороживания для формирования градиентного распределения водорода в циркониевом сплаве Э110.	15
<i>Бурина В. С., Истомина Н. Ю., Носков М. Д., Истомин А. Д.</i> Оценка степени загрязнения поверхности и доз населения вследствие аварии на АЭС Фукусима-1	16
<i>Вдовенко А. Ю., Долматов Д. О.</i> Применение методов синтезированной апертуры в ультразвуковой дефектоскопии с использованием фазированных антенных решеток	17
<i>Гибадуллин А. А.</i> Вопросы безопасного использования атомной энергии в России и мире	18
<i>Гришин А. А.</i> Внедрение новых подходов по обеспечению безопасности при проведении потенциально ядерно-опасных работ на ЯЭУ судов	19
<i>Семенов В. К., Демьянов С. А., Кораблев С. А., Чижова Е. С.</i> Математическое моделирование возмущения и подавления ксеноновых колебаний	20
<i>Долгих Л. Ю., Никишкин Т. Г., Чурсин С. С.</i> Создание прототипа детектора на основе PIN-фотодиода ВРW-34 в целях спектрометрии рентгеновского и гамма-излучения	21
<i>Калиновский Ю. А., Прец А. А.</i> Оценка размножающих свойств среды на базе реактора Брест-ОД-300	22
<i>Киреева М. С., Чухланцева Е. В., Степанова О. В., Семенов М. А.</i> Методика определения кислородного коэффициента комбинированным методом в уран-плутониевом оксидном ядерном топливе	23
<i>Колотков Г. А., Пенин С. Т., Матина П. Н.</i> Сравнение энергетических характеристик источников повышенного радиационного фона почв Томской области	24
<i>Колотков Г. А., Пенин С. Т.</i> Оценка интенсивности излучения на частоте 1,4 ГГц из атмосферных выбросов горно-химического комбината (г. Красноярск)	25
<i>Конева Д. А., Седнев Д. А.</i> Количественный подход к проведению анализа потенциальных путей приобретения ядерных материалов.	26
<i>Никитин А. В., Истомина Н. Ю., Носков М. Д., Истомин А. Д.</i> Оценка воздействия ионизирующего излучения на население при штатной эксплуатации АЭС	27
<i>Пак А. Д., Шрайнер А. Э., Андреев В. А.</i> Проблемы и перспективы создания пункта захоронения твердых радиоактивных отходов на территории ЗАТО Северск	28

<i>Пак А. Д., Гузеев В. В., Семёнов С. С., Циркунов П. Т., Зубарев Е. А.</i> Ксенон как возможный предвестник урановых месторождений	29
<i>Седнев Д. А., Конева Д. А.</i> Комплексная технология обеспечения безопасности контейнеров с отработавшим ядерным топливом	30
<i>Теровская Т. С., Кеслер А. Г., Носков М. Д.</i> Математическая модель миграции загрязняющих компонентов, образующихся при серноокислотном скважинном выщелачивании урана	31

СЕКЦИЯ

Безопасность при обращении с РАО и радиозекология

<i>Кокорев О. Н., Носков М. Д., Щипков А. А., Козлов А. Е.</i> Концепция автоматизированной системы контроля уровня пластовых вод, с целью управления технологическим процессом эксплуатации ПГЗ ЖРО	35
<i>Колобова А. А., Лизин А. А., Томилин С. В.</i> Фосфатные матрицы для включения электролитов пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива	36
<i>Лильбок А. Д., Саидов Р. С., Аббасов П. Р.</i> Экологическое просвещение как способ формирования позитивного отношения молодежи к атомной энергетике	37
<i>Лозовский М. А., Беляева И. В., Беспалов В. И., Яковлев Г. А., Нагорский П. М., Смирнов С. В., Пустовалов К. Н., Яковлева В. С.</i> Связь между дождевыми осадками и аномальными всплесками мощности дозы гамма-излучения в атмосфере.	38
<i>Малышев М. С.</i> Анализ влияния различных добавок к цементным матрицам на базе портландцемента	39
<i>Мацеля В. И., Мударисов О. В.</i> Обращение с твёрдыми радиоактивными отходами категории ОНАО на ФГУП «ГХК»	40
<i>Назаров Е. И., Екидин А. А., Васильев А. В.</i> Распределение углерода-14 в объектах окружающей среды, обусловленное выбросами АЭС	41
<i>Попова А. В., Лизин А. А.</i> Фосфатные матрицы для включения солевых отходов пирохимических процессов	42
<i>Ротман Д. Н.</i> Мультимедийные технологии как средство формирования радиационной грамотности населения.	43
<i>Сорбат Д. М.</i> Воздействие ионизирующего излучения на организм человека.	44
<i>Тихонова Д. Е., Момотов В. Н., Ерин Е. А., Волков А. Ю., Куприянов А. С.</i> Определение удельной активности трития в облученном ядерном топливе	45
<i>Ханбиков Р. З., Карельский И. Д.</i> Использование гамма-камеры для определения характеристик радиоактивных отходов	46
<i>Хорохорин Д. М., Еремеев Р. С.</i> Об автоматизированном контроле содержания на поверхности α -активных радионуклидов.	47
<i>Шабурова Е. С., Орлова В. А., Козлов П. В., Беланова Е. А.</i> Кристаллохимическое моделирование, синтез и изучение строения и свойств минералоподобных фосфатных матриц-фиксаторов ВАО	48

<i>Шапкина С. И.</i> Проблемы захоронения радиоактивных отходов	49
<i>Шестакова Л. А.</i> Моделирование и исследование процессов плазменной утилизации и иммобилизации иловых отложений бассейнов-хранилищ ЖРО	50

СЕКЦИЯ

Перспективные направления развития ядерной энергетики. Ядерные технологии в инновационной экономике и ядерной медицине

<i>Абрамченко Е. С., Воронцова В. В.</i> Система управление стоимостью в атомном строительстве	53
<i>Шаманин И. В., Каренгин А. Г., Кнышев В. В., Беденко С. В., Зорькин А. И., Алексеев Н. В.</i> Пространственное распределение температуры в топливном компакте высокотемпературной реакторной установки	54
<i>Алюков Е. С., Новоселов И. Ю.</i> Синтез наноразмерных порошков ZrO_2 и Y_2O_3 в условиях воздушной плазмы ВЧФ-разряда	55
<i>Ахременков Б. В., Созонтов А. А.</i> Анализ и перспективы использования ПАТЭС	56
<i>Бабеев Р. Г., Каренгин А. А., Новоселов И. Ю.</i> Плазмохимический синтез и оценка теплопроводности сложных оксидных композиций для перспективных типов ядерного топлива	57
<i>Балачков М. М., Пермикин А. А.</i> Математическое моделирование распространения волны горения в СВС в интерметаллидных системах	58
<i>Бергман В. Д.</i> Измерение проб воды с помощью детектора радона RAD H_2O	59
<i>Варламов И. А., Смольников Н. В., Чурсин С. С.</i> Программное средство автоматического создания расчетного кода MSU для нейтронно-физического расчета ЯР	60
<i>Варламов И. А., Чурсин С. С.</i> Нейтронно-физический расчет реактора ВВЭР-1000	61
<i>Галаяутдинова Р. Р.</i> Влияние длительного послерадиационного отжига на морфологию гидридов циркония в оболочках ТВЭЛОВ ВВЭР-1000	62
<i>Глушкова Д. А., Боярский М. С., Козлов С. Е.</i> Расчёт длительности кампании ядерного топлива реакторной установки ВК-300	63
<i>Гончарова Н. А., Валитов С. Н., Гуцул М. В., Носков М. Д.</i> Программное обеспечение для оценки экономической эффективности отработки блока способом скважинного подземного выщелачивания.	64
<i>Григорьева А. А., Красных А. А., Милойчикова И. А., Черепенников Ю. М., Стучебров С. Г.</i> Формирование поперечного профиля электронных пучков заданной конфигурации с помощью пластиковых изделий	65
<i>Данилова И. Б., Красных А. А., Милойчикова И. А., Черепенников Ю. М., Стучебров С. Г.</i> Разработка метода диагностики поперечного профиля электронного пучка	66
<i>Зайцев Е. В.</i> Анализ материалов детектора прямого заряда.	67

<i>Закусилов В. В.</i> Защитные радиационные материалы, полученные самораспространяющимся высокотемпературным синтезом	68
<i>Зимнухова Д. И., Иванова М. А.</i> Спот как система безопасности АЭС	69
<i>Зорькин А. И., Сабитова Р., Кузнецова М. Е., Украинец О. А.</i> Расчетные исследования применения дисперсионного топлива в реакторной установке IV поколения	70
<i>Исмаилова А. А., Красных А. А., Милойчикова И. А., Черепенников Ю. М., Стучебров С. Г.</i> Исследование прохождения электронов через полимерные образцы, изготовленные методами трехмерной печати	71
<i>Калашников Ф. Е., Попов С. А., Зульфугаров З. А., Екимова И. А., Тимофеева Л. П.</i> Прорывные средства передвижения России: струнный транспорт (экотехноатомрешение)	72
<i>Калиновский Ю. А., Прец А. А.</i> Оценка размножающих свойств среды на базе реактора Брест-ОД-300	73
<i>Карельский И. Д., Ханбиков Р. З.</i> Возможности применения спектроскопии в клинической медицине.	74
<i>Knyshov V. V., Shamanin I. V., Bedenko S. V., Lutsik I. O., Karengin A. G., Zorkin A. I.</i> Evaluation of the Perspectives of High-Temperature Technology for Decentralized Regions of the Country.	75
<i>Козлов С. Е., Боярский М. С., Глушкова Д. А.</i> Исследование эффекта йодной ямы в реакторе РБМК-1000	76
<i>Кропачев Е. В., Пищулин В. П.</i> Разработка технологии и оборудования производства ядерного топлива	77
<i>Кропачев Е. В., Пищулин В. П.</i> Конструирование экстракционной пульсационной колонны с постоянством состава фаз	78
<i>Кропачев Е. В., Пищулин В. П.</i> Усовершенствование конструкции установки гидролиза гексафторида обогащенного урана	79
<i>Логутов К. Д., Карелина О. А., Чуфаров В. И., Тимофеев И. А., Садовский А. А.</i> Многоуровневая система критериев для оценки выбора различных видов энергетики региона	80
<i>Луцки И. О., Кнышев В. В., Беденко С. В.</i> Расчет коэффициента размножения нейтронов в высокотемпературном реакторе с учетом эффектов двойной гетерогенности дисперсионного топлива	81
<i>Степанов Б. П., Маковой С. И.</i> Вопросы моделирования процессов взаимодействия в системе «Нарушитель — СФЗ».	82
<i>Матвиенко М. А., Прец А. А.</i> Нейтронно-физическое исследование изменения нуклидного состава топлива при многократном использовании регенерированного ядерного топлива	83
<i>Махмутова А. Р., Паршикова Е. В.</i> Перспектива развития атомной энергетики на Южном Урале, в России и мире в целом	84
<i>Ненуженко М. С., Карташов Е. Ю.</i> Способ переработки металлических радиоактивных отходов	85

<i>Пермикин А. А., Юрченко М. Д., Балачков М. М.</i> Применение СВ-синтеза при получении материалов для дисперсионного ядерного топлива	86
<i>Петровский Н. Е., Бродский В. М., Карташов Е. Ю.</i> Технология получения аммиачных удобрений из побочных продуктов атомных производств.	87
<i>Прец А. А., Калиновский Ю. А., Матвиенко М. А.</i> Влияние нуклидного состава ядерного топлива при его рециркуляции на длительность кампании топлива реактора Брест	88
<i>Прокопьев А. Э., Красных А. А., Милойчикова И. А., Черепенников Ю. М., Стучебров С. Г.</i> Разработка трёхмерной модели головы человека на основе томографических данных в формате DICOM	89
<i>Ряполова Т. Б., Зеличенко Е. А., Гурова О. А., Брякунова В. В.</i> Исследование условий получения ультрадисперсных частиц гидроксипатита.	90
<i>Сабитова Р. Р., Прозорова И. В., Украинец О. А., Кузнецова М. Е.</i> Моделирование функции отклика полупроводникового детектора	91
<i>Симонова А. В., Градобоев А. В.</i> Светодиоды на основе гетероструктур AlGaAs: действие гамма-излучения и эксплуатационных факторов	92
<i>Смирнова Т. Л.</i> Энергетическая политика и национальные ядерные проекты.	93
<i>Смольников Н. В., Наймушин А. Г., Лебедев И. И., Аникин М. Н.</i> Модернизация горизонтального экспериментального канала реактора ИРТ-Т для формирования пучка тепловых нейтронов при нейтрон-захватной терапии	94
<i>Соболев В. А., Чертков Ю. Б.</i> Альтернативные выгорающие поглотители	95
<i>Тундешев Н. В.</i> Реконверсия гексафторида урана до диоксида в воздушно-метановой плазме	96
<i>Ушаков А. А., Орлов А. А., Совач В. П.</i> Разделение изотопов никеля в процессе заполнения каскада газовых центрифуг с различным количеством ступеней	97
<i>Ushakov A. A., Orlov A. A., Sovach V. P.</i> Nonstationary Isotope Transfer Due to Change of Separation Cascade Flows	98
<i>Ushakov A. A., Orlov A. A., Sovach V. P.</i> Influence of Changing Feed Flow Value on Germanium Isotope Separation in Gas Centrifuge Cascade	99
<i>Чердизов Э. К., Булах О. И.</i> Оценка плотностей потоков повреждающих нейтронов и сопутствующего гамма-излучения в активной зоне РБМК-1000	100
<i>Чернов Л. В.</i> Определение нейтронно-физических параметров ядерного реактора малой мощности РИТМ-200	101
<i>Шкурупий М. С., Красных А. А., Милойчикова И. А., Черепенников Ю. М., Стучебров С. Г.</i> Изготовление тестовых образцов с заданными индексами Хаунсфилда	102
<i>Шмакова Н. И.</i> Сравнение эффективности регистрации ионизирующего излучения различных детекторов	103
<i>Щербаков А. В., Денисов С. В.</i> Анализ и оптимизация математической модели наработки иридия-192 на промышленном реакторе.	104

<i>Юрченко М. Д.</i> Нейтронно-физические свойства материалов, получаемых методом СВС	105
---	-----

СЕКЦИЯ

Химические технологии атомной промышленности и энергетики

<i>Апалькова Е. В., Тихомиров Д. В., Жабин А. Ю., Апальков Г. А.</i> Выделение осколочного палладия из продуктов радиохимической переработки ОЯТ ВВЭР-1000 на ФГУП «ГХК»	109
<i>Агеева Л. Д., Богачук А. В., Иванова И. И., Муслимова А. В., Рехтина Ю. К., Хохолкина А. В.</i> Особенности определения тяжелых металлов рентгенофлуоресцентным методом в природных объектах	110
<i>Болдаков В. А., Федин А. С., Ожерельев О. А., Приставка В. Ю.</i> Термогравиметрическое исследование сублимации фторидов	111
<i>Болтовская Н. А., Буланова Е. В., Софронов В. Л.</i> Исследование эксплуатационных характеристик анодных пластин при производстве фтора	112
<i>Болтовская Н. А., Кропачев Е. В., Брендаков В. Н.</i> Разработка математической модели процесса плавления с дезактивацией радиоактивных металлов	113
<i>Бондаренко А. И., Бурундукова С. А., Богданова С. А.</i> Интенсификация пробоподготовки биологических проб под воздействием ультрафиолетового облучения с целью определения йодид-ионов ионометрическим методом	114
<i>Бычков Н. А., Пищулин В. П.</i> Разработка технологии и оборудования переработки обедненного гексафторида урана	115
<i>Воробьев А. И., Зубарев Е. А., Гузев В. В.</i> Электрохимические источники тока и перспективы их развития	116
<i>Грачев Е. К., Самосудова А. В., Молоков П. Б.</i> Основные аспекты технологии получения и применения гадолиния	117
<i>Дорощенко А. О., Макасева Ю. Н.</i> Методы переработки оксида скандия и получение высокочистого скандия	118
<i>Дружинина О. А., Максимова А. А., Молоков П. Б., Молокова Т. А.</i> Определение редкоземельных элементов методом АЭС-ИСП в растворах выщелачивания монацитового концентрата	119
<i>Дюндик А. С., Шагалов В. В.</i> Исследование технологических процессов экстракционного извлечения урана	120
<i>Елкова А. К., Ипатова Д. С., Молокова Т. А.</i> Использование приборов на основе индуктивно-связанной плазмы для определения урана в растворе	121
<i>Зубов В. В., Каренгин А. Г.</i> Моделирование процесса плазмохимического синтеза оксидных композиций из водно-органических нитратных растворов для перспективных видов ядерного топлива	122
<i>Ивашкевич Н. А., Аюпова Д. С., Волкова Т. С., Рудских В. В.</i> Исследование влияния условий синтеза мелкодисперсного серебра на его гранулометрический состав	123

<i>Косолапова Д. А., Урсакий О. В., Циркунов П. Т., Гузеева Т. И., Муслимова А. В.</i> Электронно-микроскопическое исследование и изучение влияния активизирующих добавок на получение интерметаллидов методом СВС	124
<i>Кузьмин А. А., Калашников А. В.</i> Исследование растворимости сульфатов редкоземельных элементов	125
<i>Курский И. А., Сеелев И. Н., Тихомиров Д. В.</i> Опытная эксплуатация пускового комплекса опытно-демонстрационного центра по переработке ОЯТ реакторов ВВЭР-1000.	126
<i>Миронов В. В., Семенов С. С., Циркунов П. Т.</i> Переработка высокообогащенного и обедненного урана	127
<i>Михайлова Т. А., Закатнова М. В., Хамдеев М. И., Ерин Е. А.</i> Атомно-эмиссионный спектральный анализ технологических продуктов пирохимической переработки оксидных расплавов	128
<i>Муслимова А. В., Буйновский А. С., Софронов В. Л.</i> Особенности извлечения соединений редкоземельных элементов из различного сырья	129
<i>Ожигова А. А., Зеличенко Е. А.</i> Подготовка поверхности титана к нанесению защитного оксидного слоя	130
<i>Попова К. Е., Семенов С. С., Циркунов П. Т., Калаев М. Е., Гузеев В. В.</i> Огнеупорное лакокрасочное покрытие для транспортного упаковочного контейнера	131
<i>Рожкова А. Е., Лизин А. А.</i> Исследование титанатных матриц для иммобилизации ВАО	132
<i>Семенов С. С., Циркунов П. Т., Калаев М. Е., Гузеев В. В.</i> О возможности синтеза нитрида урана из гексафторида урана в неравновесной плазме	133
<i>Смороков А. А.</i> Извлечение редкоземельных элементов из лейкоксенового концентрата	134
<i>Толмачев Е. И., Макасеев Ю. Н.</i> Сравнительная оценка методов извлечения скандия из скандий-содержащего сырья.	135
<i>Ушаков А. О., Федин А. С., Ожерельев О. А.</i> Дифференциально-термический анализ гексафторосиликата аммония	136
<i>Федоров М. С., Ушаков Д. А.</i> Растворение смеси соединений урана и плутония как первичная стадия возврата урана и плутония в технологический цикл производства нитридного топлива	137
<i>Федоров М. С., Ушаков Д. А.</i> Способ разделения урана и плутония из растворов, содержащих их смесь	138
<i>Хорохорин В. С., Макасеев Ю. Н., Софронов В. Л.</i> Исследование влияния легирующих компонентов и температуры спекания на характеристики магнитов на основе Nd-Fe-B	139
<i>Шагалов В. В., Кнышев В. В., Шаманин И. В., Малин А. В., Беденко С. В.</i> Перераспределение атомов кислорода в дисперсионном топливе высокотемпературной реакторной установки в процессе облучения	140

<i>Шайдуллин С. М., Жиганов А. Н., Тананев И. Г., Ремизов М. Б., Занора Ю. А.</i> Разделение ксенона и криптона с использованием нанопористых адсорбентов	141
<i>Шицко Е. Э., Зарипова Л. Ф., Пищулин В. П.</i> Разработка электродного оборудования для нагрева серной кислоты	142
<i>Шрайнер А. Э., Носков М. Д.</i> Эффективность применения заглушек при добыче урана методом скважинного подземного выщелачивания	143

СЕКЦИЯ

Автоматизация и информатизация технологий и объектов атомной отрасли

<i>Буровенская С. П., Кузьмина А. В.</i> Визуализация процессов смешения жидкостей для компьютерного тренинга	147
<i>Буровенская С. П., Кузьмина А. В.</i> Промышленная визуализация в компьютерных тренажерах	148
<i>Валитов С. Н., Истомин А. Д., Носков М. Д.</i> Программное обеспечение для создания технико-экономических моделей рациональной отработки группы месторождений урана	149
<i>Гибадулина Т. А., Кокорев О. Н., Носков М. Д., Щипков А. А.</i> Система мониторинга уровня пластовых вод в наблюдательных скважинах ПГЗ ЖРО	150
<i>Губарь М. Е., Гожимов А. И., Савинов М. М.</i> Упрощенная математическая модель линии сборки ТВЭЛОВ	151
<i>Гусаров М. А., Носков М. Д., Щипков А. А.</i> Автоматизация управления дебитами технологических скважин при добыче урана методом СПВ.	152
<i>Демьянов А. А., Брендаков В. Н.</i> Численное моделирование поля температуры в реакторе осаждения вольфрама	153
<i>Кокорев О. Н., Носков М. Д., Данилов В. В., Истомин А. Д., Чеглоков А. А.</i> Геолого-математическая модель эксплуатационных горизонтов ПГЗ ЖРО филиала «Северский» ФГУП «НО РАО»	154
<i>Орлов А. А., Малюгин Р. В., Котельникова А. А.</i> Естественная конвекция газообразного UF_6 в вертикальной цилиндрической емкости	155
<i>Кошляк Д. О., Чертков Ю. Б.</i> Исследование зависимости запаса реактивности реактора ИРТ-Т ОТ отравления берилиевого отражателя	156
<i>Нестеров А. Д., Гуцул М. В., Носков М. Д., Чеглоков А. А.</i> Алгоритмы построения однорядной и двухрядной схем вскрытия узкого вытянутого рудного тела методом СПВ	157
<i>Омельяничук К. Л.</i> Работа системы информационной поддержки оператора при проектных, запроектных авариях	158
<i>Пилипенко А. М., Карташов Е. Ю.</i> Применение БПЛА для решения узконаправленных задач атомной отрасли	159
<i>Савинов М. М., Губарь М. Е., Плетнев А. О.</i> Упрощенная математическая модель линии сборки ТВЭЛОВ в ТВС для реакторной установки	160

<i>Савитский О. П., Николаев А. В., Дядик В. Ф., Криницын Н. С.</i> Метод измерения концентрации фтора в многокомпонентном газе по показаниям вибрационного плотномера	161
<i>Сербин А. В., Сакирко Г. К., Гуцул М. В., Носков М. Д.</i> Определение эффективного режима работы эксплуатационного блока как задача многомерной оптимизации	162
<i>Соломаха А. Е., Брендаков В. Н.</i> Численное моделирование шнековой осадительной центрифуги	163
<i>Фадеева Н. А., Егорова О. В., Ливенцова Н. В.</i> Разработка математической модели состояния атмосферы в боксах, связанных сетью трубопроводов	164
<i>Шамраева А. О., Теровская Т. С., Носков М. Д.</i> Влияние режима закисления на геотехнологические показатели отработки блоков при подземном выщелачивании	165
<i>Щербаклова К. К., Ромадова С. И., Галузин Д. Д., Левунин А. С., Наумов В. Н.</i> Использование комплексного денситометра НКЕД для контроля входных продуктов при переработке ОЯТ.	166
<i>Янова А. О., Щипков А. А., Юров А. В.</i> Разработка автоматизированной системы управления технологическим процессом добычи урана методом СПВ	167

СЕКЦИЯ

Ядерные технологии — шаг в будущее (для школьников)

<i>Воронина К. В.</i> Биотехнологии в атомной энергетике перспективы развития	171
<i>Кокорина А.</i> Создание теплоотводящего элемента на основе металломатричного композита AL/SiC.	173
<i>Иванов Д. А., Нго Т. Т., Яковлев Г. А., Яковлева В. С.</i> Закономерности в динамике почвенного радона и скорости его выхода в атмосферу	174
<i>Хасанова К. О.</i> Сравнение нанопорошков стабилизированного оксида циркония, изготовленных по разным химическим технологиям	175
<i>Яковлев Г. А., Нгуен Т. Х., Черепнев М. С., Яковлева В. С.</i> Изотопы радона как индикаторы атмосферных динамических процессов	176

IX ШКОЛА-КОНФЕРЕНЦИЯ МОЛОДЫХ АТОМЩИКОВ СИБИРИ

Дорогие друзья!

Приветствую вас на IX конференции молодых атомщиков Сибири!

Стало хорошей традицией обсуждать на томской земле будущее атомной отрасли. Мы всегда рады видеть талантливых, умных, перспективных молодых физиков-ядерщиков. Именно на вас с надеждой смотрит страна.

Сегодня вы на студенческой скамье, занимаетесь в учебных лабораториях, участвуете в конференциях. Завтра вам предстоит решать серьезные задачи, заниматься внедрением новых технологий, искать непростые технические решения, отстаивать свою точку зрения. Уверен, все это у вас получится!

Желаю успехов на конференции, в учебе и в жизни!

Губернатор Томской области
Сергей Жвачкин

СЕКЦИЯ

**Актуальные вопросы
ядерного нераспространения,
безопасность ядерной отрасли**

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ГАЗОФАЗНОГО НАВОДОРОЖИВАНИЯ ДЛЯ ФОРМИРОВАНИЯ ГРАДИЕНТНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ВОДОРОДА В ЦИРКОНИЕВОМ СПЛАВЕ Э110

Бабихина М. Н., Кудияров В. Н.

*Национальный исследовательский
Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30, 634050
E-mail: m.babihina@mail.ru, kudiyarov@tpu.ru*

Циркониевые сплавы широко используются в отечественных и зарубежных реакторах в качестве оболочек тепловыделяющих элементов (ТВЭлов), дистанционирующих решеток, направляющих каналов. Циркониевые оболочки ТВЭлов должны иметь низкое поглощение водорода, так как поглощенный водород является причиной их охрупчивания и последующего разрушения вплоть до разгерметизации оболочки.

Степень негативного влияния водорода на циркониевые оболочки определяется его количеством и распределением, а также равномерностью и ориентацией выделившихся гидридов. Наименьшую опасность представляют гидриды, равномерно распределенные по всему объему циркониевого сплава. Однако зачастую гидрирование оболочек ТВЭлов происходит неравномерно, имеют место локальные скопления гидридов.

В настоящее время имеется интерес в проведении исследований влияния градиентного распределения водорода в оболочках ТВЭлов на свойства оболочек. Для формирования градиентного распределения водорода в циркониевом сплаве Э110 в настоящей работе применен метод газозофазного наводороживания, показаны основные закономерности влияния параметров наводороживанию на особенности формирования градиентной структуры [1].

ЛИТЕРАТУРА

1. Кудияров В. Н. Закономерности формирования гидридного обода в оболочечных трубах из циркониевого сплава Э110 при газозофазном наводороживании / дисс. канд. тех. наук. — Томск : Томский политехнический университет, 2018.

ОЦЕНКА СТЕПЕНИ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОВЕРХНОСТИ И ДОЗ НАСЕЛЕНИЯ ВСЛЕДСТВИЕ АВАРИИ НА АЭС ФУКУСИМА-1

Бугрина В. С., Истомина Н. Ю., Носков М. Д., Истомин А. Д.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: MDNoskov@mephi.ru*

Проектная разработка функционирования АЭС предполагает учет всех возможных факторов, исключающих возникновение нештатных режимов эксплуатации объекта. Подтверждением этого служит незначительное число аварий на АЭС. Одна из масштабных нештатных ситуаций, сопряженная с выбросами радионуклидов в приземный слой атмосферы, произошла в Японии на АЭС Фукусима-1.

В настоящее время существуют прогностические оценки радиационной обстановки района размещения, но задача оценки степени загрязнения поверхности и расчета доз населения все же остается актуальной.

В данной работе оценка радиационной обстановки, обусловленной аварийным выбросом АЭС Фукусима-1, проводится с помощью программного комплекса «АРИА». Его работа базируется на взаимодействующих друг с другом геоинформационной, моделирующей и экспертно-аналитической систем. В качестве начальных данных были взяты метеоусловия, сопровождающие выброс нуклидов в атмосферу, радионуклидный состав выбросов, свойства радионуклидов, параметры источника [1]. В итоге была разработана цифровая модель местности, проведены расчеты радиационной обстановки, сложившейся в результате нескольких мгновенных выбросов с привязкой к карте местности.

В докладе представлены результаты прогнозных расчетов, а именно: концентрация радионуклидов на поверхности, эквивалентные дозы, обусловленные радионуклидами на поверхности. Анализ радиационной обстановки производится на основе сопоставления полученных данных с нормами радиационной безопасности.

ЛИТЕРАТУРА

1. Труды ИБРАЭ РАН / под. общ. ред. чл-кор. РАН Л. А. Большова; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. — М.: Наука, 2007. — Вып. 13: Авария на «Фукусима-1»: опыт реагирования и уроки / науч. ред. Р. В. Арутюнян. — 2013. — 246 с.: ил. — ISBN 978-5-02-038468-2 (в пер.).

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ СИНТЕЗИРОВАННОЙ АПЕРТУРЫ В УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ДЕФЕКТΟΣКОПИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ФАЗИРОВАННЫХ АНТЕННЫХ РЕШЕТОК

Вдовенко А. Ю., Долматов Д. О.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: ayv9@tpu.ru*

На сегодняшний день одной из проблем ядерной энергетики является повышение качества ультразвукового контроля для мониторинга сварных соединений контейнеров для хранения ОЯТ. В данной работе будет рассмотрено совершенствование метода УЗК, с целью повышения точности определения размеров дефектов для предотвращения радиационного загрязнения в результате утечек.

Целью работы является разработка высокоэффективного алгоритма ультразвуковой визуализации с использованием методов синтезированной апертуры и фазированных антенных решеток [1] для контроля сварных соединений контейнера с облученным ядерным топливом.

Особенность применения данного метода в работе заключается в возможности учета многократных отражений ультразвуковых волн в объекте контроля, что позволяет учитывать разнообразные акустические схемы, которые зависят от траектории распространения ультразвукового луча и его преломления. Это, в свою очередь позволяет обнаруживать такие опасные дефекты как трещины [2].

В экспериментальной части работы была использована программа для моделирования процесса УЗК — CIV4.

ЛИТЕРАТУРА

1. Базулин Е. Г. Разработка системы эксплуатационного ультразвукового неразрушающего контроля повышенной информативности с применением антенных решёток: диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. — М. : ООО «НПЦ НК Эхо+», 2014. — 328 с.
2. Бархатов В. А. Развитие методов ультразвуковой дефектоскопии сварных соединений. Дефектоскопия, 2015. — № 12 — С. 1—33.

ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ В РОССИИ И МИРЕ

Гибадуллин А. А.

*Государственный университет управления,
109542, г. Москва, Рязанский проспект, 99, e-mail: 11117899@mail.ru*

Развитие энергетики в современной экономике занимает важнейшее место не только как стратегическая отрасль, но и обеспечивающая развитие всех секторов экономики. Одним из компонентов электроэнергетической отрасли является атомная энергетика.

Современные технологии строительства атомных электростанций основывается не только на использовании современных инновационных технологиях, но и соблюдении экологических требований, требований по безопасности, использования ядерного топлива и т. п., однако, на сегодняшний день обостряются проблемы захоронения отходов производства и вопросы консервации станций, отработавшие свой нормативный срок. Использование устаревших станций в мире практически приостановлено после крупных катастроф, а некоторые государства и вовсе отказались от использования ядерных технологий в производстве электрической энергии. В Российской Федерации вопросы использования подобных электростанций не только не обсуждаются, а наоборот, оборудованию станций увеличивают их нормативный срок использования. На сегодняшний день в России всего закрыто шесть атомных энергоблоков, которые были введены в эксплуатацию еще в 50—60-х годах прошлого века, а большая часть атомных станций были возведены в 70-х годах XX века.

Таким образом, на сегодняшний день обостряются вопросы дальнейшего безопасного использования атомных реакторов, а также их утилизация и хранение, с целью сохранения окружающей среды для будущих поколений и обеспечение устойчивого развития атомной энергетики.

ЛИТЕРАТУРА

1. Гибадуллин А. А., Пуляева В. Н. Современные механизмы инновационного развития промышленности России: монография. — М. : Издательский дом ГУУ, 2016. — 159 с.
2. Гибадуллин А. А. Механизмы устойчивого развития отрасли // Международный научный журнал. — 2012. — № 4. — С. 23—27.

ВНЕДРЕНИЕ НОВЫХ ПОДХОДОВ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ПОТЕНЦИАЛЬНО ЯДЕРНО-ОПАСНЫХ РАБОТ НА ЯЗУ СУДОВ

Гришин А. А.

*ФГУП «Атомфлот», 183017, Мурманск-17,
e-mail: general@rosatomflot.ru*

В настоящее время обеспечение безопасности при проведении потенциально ядерно-опасных работ (ПОР) на ядерных энергетических установках атомных судов (атомных ледоколов) осуществляется неукоснительным следованием указаний эксплуатационной документации и нормативно-правой базы. Однако данный порядок работы не исключает человеческого фактора, а несет порой лишь формальный подход к выполнению работ. Поэтому для минимизации риска и количества ошибок, связанных непосредственно с действиями оперативного персонала необходимо создание и внедрение комплекса мер, направленных на систематизацию последовательности действий и делегирования ответственности при проведении каждого шага ПОР. Прошедшие партнерские проверки, проводимые специалистами из международной организации ВАО АЭС, показали, что использование опыта коллег несет положительное влияние на обеспечение безопасности.

В качестве нового шага улучшения действующей системы обеспечения безопасности, была принята партнерская рекомендация по внедрению в работу чек-листов — документов, фиксирующих каждый проведенный этап работы. Такой подход позволит не только постоянно контролировать последовательность действий при выполнении долгосрочных работах, но и уменьшит время на восстановление хронологии событий в случае необходимости.

Формирование чек-листов будет происходить на основе действующих рабочих программ и эксплуатационной документации с учетом особенностей работы атомных ледоколов, что позволит дублировать важные для безопасности шаги (раб. программа — оперативный журнал — чек-лист). Таким образом, у оперативного персонала появится еще один инструмент для контролирования хода проведения ПОР, а также самоконтроля в соответствии с культурой безопасности.

ЛИТЕРАТУРА

1. Партнерская проверка ВАО АЭС. Отчёт о проведении 1-го этапа партнерской проверки. ФГУП «Атомфлот». Июнь, 2018.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВОЗМУЩЕНИЯ И ПОДАВЛЕНИЯ КСЕНОНОВЫХ КОЛЕБАНИЙ

Семенов В. К., Демьянов С. А., Кораблев С. А., Чижова Е. С.

*Ивановский государственный энергетический университет им. В. И. Ленина,
153003, г. Иваново Ивановской обл., ул. Рабфаковская, д. 34
e-mail: ssoonnee@mail.ru*

В больших ядерных реакторах, работающих при высокой плотности потока нейтронов, может возникнуть весьма опасный эффект — появление ксеноновых колебаний и волн.

Для проведения численных экспериментов по исследованию ксеноновых колебаний предложена модель, позволяющая снять ограничения теории возмущений и рассматривать задачу в её нелинейной постановке. Для этого реактор разделяется на две половины (верхнюю и нижнюю), обмен потоками нейтронов, между которыми осуществляется за счет диффузии нейтронов из одной половины в другую. Возбуждение ксеноновых колебаний в реакторах моделируется за счет возмущения одной из половин введением в нее реактивности регулирующей группой СУЗ, а подавление введенной реактивности моделируется борным регулированием, действующим на обе половины реактора. Поскольку рассматриваются медленные переходные процессы, запаздывающие нейтроны на них влияния не оказывают, и их можно не принимать во внимание. В данном случае шесть групп запаздывающих нейтронов представлены одной эквивалентной группой. Эффект саморегулирования реактора учитывается отрицательной обратной связью по температуре топлива и теплоносителя. Моделирование позволяет определить характер и период колебаний, выбег мощности, перегрев активной зоны и значение аксиального офсета.

В работе предлагается методика подавления ксеноновых колебаний. Суть ее состоит в том, что в рамках рассматриваемой математической модели для определения зависимости реактивности от времени решается обратное уравнение динамики при задании значений требуемой мощности для верхней и нижней половины реактора. Затем полученная зависимость аппроксимируется соответствующей аналитической функцией, на основе которой разработана программа введения реактивности для подавления ксеноновых колебаний.

ЛИТЕРАТУРА

1. Семенов В. К., Вольман М. А. К вопросу о ксеноновых колебаниях в ядерном реакторе // Вестник ИГЭУ. — 2015. — № 2.

СОЗДАНИЕ ПРОТОТИПА ДЕТЕКТОРА НА ОСНОВЕ PIN-ФОТОДИОДА ВРW-34 В ЦЕЛЯХ СПЕКТРОМЕТРИИ РЕНТГЕНОВСКОГО И ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Долгих Л. Ю., Никишкин Т. Г., Чурсин С. С.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: lyd1@tpu.ru*

На текущий момент, оборудование для рентгеновской и гамма-спектрометрии, в большинстве случаев, является трудно транспортируемым и стоит существенных денежных средств, из-за этого вопрос о поисках более эффективных методов регистрации излучения остается открытым [1]. PIN-фотодиоды обладают малыми размерами и стоимостью, детекторы, на основе таких диодов, могут позволить уменьшить стоимость спектрометрического оборудования и их размеры [2].

Малые размеры PIN-фотодиодов ограничивают область их применения, так как эффективность регистрации зависит от объема детектора. В соответствие с этим, в данной работе, рассматривается процесс создание прототипа детектора, для оценки спектрометрических характеристик, возможности и целесообразности использования детекторов, на основе PIN-фотодиодов, в целях спектрометрии рентгеновского и гамма-излучения.

В работе реализованы необходимые компоненты для спектрометрической системы, такие как: блок питания, детектор на основе PIN-фотодиода, блоки предусилителя и усилителя. Проведены первые измерения образцовых спектрометрических гамма-источников (ОСГИ).

Первые измерения на полученном детекторе показывают возможность регистрации рентгеновского и гамма-излучение, темнее-менее, эффективность регистрации мала по сравнению со специализированным оборудованием.

ЛИТЕРАТУРА

1. Khazhmuradov M.A. PIN Photodiodes For Gamma Radiation Measurements. / M.A. Khazhmuradov, N.A. Kochnev, D.V. Fedorchenko // Radioelectronics & informatics. — 2012 — № 4. — p. 74—77.
2. ВWP-34 [Электронный ресурс]. — Электрон. текстовые дан. — VISHAY — Режим доступа: <https://www.vishay.com/docs/81521/bpw34.pdf>, свободный, дата обращения: 11.05.2018.

ОЦЕНКА РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ СРЕДЫ НА БАЗЕ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300

Калиновский Ю. А., Прец А. А.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: yura020497@gmail.com*

БРЕСТ — ядерный реактор четвертого поколения, разрабатывается для атомных электростанций высокой безопасности и экономичности и фактически является прообразом ядерной энергетики будущего. БРЕСТ — энергоблок с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем и мононитридным уран-плутониевым топливом. Достоинствами реактора, в частности, являются естественная радиационная безопасность, нераспространение ядерного оружия ввиду отсутствия наработки оружейного плутония, выжигание младших актиноидов, а также возможность реализации замкнутого топливного цикла.

Активная зона собрана из бесчехловых ТВС, имеющих в сечении квадратную форму. Решетка ТВС включает 121 квадратную ячейку (11x11), из которых 114 заняты стержневыми твэлами, а 7 крепежными трубами, образующими вместе с дистанционирующими решетками каркас ТВС.

В работе рассмотрена конструкция реактора БРЕСТ-ОД-300, изучен анализ конструктивных особенностей и эксплуатационных параметров реактора. Введены поправки на резонансную самоэкранировку. В ходе решения системы многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным способом определен спектр плотности потока нейтронов. Определен эффективный коэффициент размножения равный 1.0275, полученное значение сопоставимо с действительностью.

ЛИТЕРАТУРА

1. Бойко В. И., Шидловский В. В., Мещеряков В. Н., Шаманин И. В., Кошелев Ф. П., Демянюк Д. Г. Перспективные ядерные топливные циклы и реакторы нового поколения: учебное пособие; Томский политехнический университет. — Томск : Изд-во Томского политехнического университета, 2009. — 518 с.
2. Bulkin S. Yu., Lemekhov V. V., Sila-Novitsky A. G., Smirnov V. S., Research and development for demonstration of fuel performance in the BREST-OD-300 core // IAEA technical meeting: Design, manufacture and in-pile behavior of fast reactor fuel (May 30 — June 3, 2011, Obninsk). — Obninsk, 2011. — pp. 75—81.

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ КИСЛОРОДНОГО КОЭФФИЦИЕНТА КОМБИНИРОВАННЫМ МЕТОДОМ В УРАН-ПЛУТОНИЕВОМ ОКСИДНОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ

Киреева М. С., Чухланцева Е. В., Степанова О. В., Семенов М. А.

*Федеральное унитарное государственное предприятие «Производственное объединение «Маяк», 456780, г. Озерск Челябинской обл., пр-т Ленина, 31
E-mail: mariakireeva89@gmail.com*

Комбинированный метод измерения кислородного коэффициента (далее — КК) включает вычисление разности значений стехиометрического коэффициента диоксидного соединения и убыли кислородного коэффициента за счет присутствия U и Pu, находящихся в металлической форме и в трёхвалентном состоянии. Блок-схема процесса проведения анализа приведена на рисунке 1.

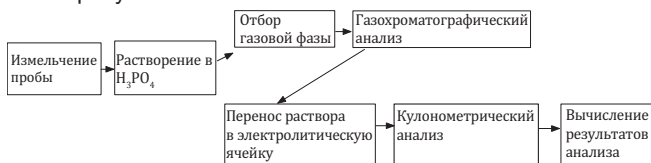


Рисунок 1 — Блок-схема процесса проведения анализа

Убыль КК за счет присутствия U и Pu в оценивали газохроматографическим методом по результатам измерений объёмной доли водорода в газовой фазе после растворения пробы. В работе использовали газовый хроматограф «Кристаллюкс 4000 М» с детектором по теплопроводности. Наполнитель хроматографической колонки — цеолит марки NaX, фракция 0,25—0,5 мм.

Убыль КК за счет Pu (3+) определяли по его массе, измеренной кулонометрическим методом при контролируемом потенциале. В работе использовали кулонометрическую установку на базе потенциостата-интегратора ПИК-200.

Были выбраны следующие условия проведения анализа: значение потенциала 700 мВ, масса навески пробы 100 мг, фоновый электролит — раствор ортофосфорной кислоты 4,2 моль/дм³, время проведения электролиза — 2000 сек. На основании проведенной работы разработана и аттестована методика измерений КК с метрологическими характеристиками, представленными в таблице 1.

Таблица 1

Характеристики абсолютной погрешности измерений КК

Диапазон измерений кислородного коэффициента, е. к. к.	Границы абсолютной погрешности измерений кислородного коэффициента Δх, е. к. к.
1,96—2,00	±0,0022

СРАВНЕНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИСТОЧНИКОВ ПОВЫШЕННОГО РАДИАЦИОННОГО ФОНА ПОЧВ ТОМСКОЙ ОБЛАСТИ

Колотков Г. А.¹, Пенин С. Т.¹, Матина П. Н.²

¹Институт оптики атмосферы им. В. Е. Зуева СО РАН,
634055, г. Томск, пл. Академика Зуева, 1

²Национальный исследовательский Томский государственный университет,
634050, г. Томск, пр-т Ленина, 36, e-mail: kolotkov@iao.ru

Загрязнение почв радиоактивными материалами связано с быстрым ростом атомной промышленности и увеличением применения энергии расщепленного ядра атома. На территории юго-востока Томской области главным источником поступления в атмосферу и почву техногенных радионуклидов является СХК (Сибирский химический комбинат). В связи с деятельностью СХК на территории Томской области наблюдаются повышенное содержание ^{137}Cs (фоновый уровень до 12 Бк/кг). Также на территории комбината есть захоронения отвалного гексафторида урана. Наибольшее количество радиоактивности обнаружено на территории следующих населенных пунктов.

Место загрязнения	Содержание Бк/кг
с. Молчаново	42
д. Георгиевка	41
с. Батурино	23
с. Первомайское	19

Выделяются природные факторы повышенной радиационной обстановки на территории юго-востока Томской области. Так на северо-востоке Томского района находится Туганское месторождение циркон-ильменитовых песков, которое содержит значительные концентрации тория, урана, редких земель, радиоактивных руд, и является источником повышенного радиоактивного излучения.

В результате проведенных расчетов получены энергетические спектры и средние характеристики электронов бета-распада ^{40}K в исследуемой среде. Проведен анализ физико-химические реакции, протекающие под действием урана, тория и калия, и с учетом суммарной интенсивности спонтанного радиоизлучения, можно оценить наличие редкоземельных элементов в россыпном месторождении.

Результаты расчетов также показывают, что энергетический спектр электронов для россыпных месторождений редкоземельных металлов по порядку величины совпадает со спектром электронов, рассчитанных для радиоактивно-загрязненных земных поверхностей.

ОЦЕНКА ИНТЕНСИВНОСТИ ИЗЛУЧЕНИЯ НА ЧАСТОТЕ 1,4 ГГц ИЗ АТМОСФЕРНЫХ ВЫБРОСОВ ГОРНО-ХИМИЧЕСКОГО КОМБИНАТА (Г. КРАСНОЯРСК)¹

Колотков Г. А., Пенин С. Т.

*Институт оптики атмосферы им. В. Е. Зуева СО РАН,
634055, г. Томск, пл. Академика Зуева, 1. E-mail: kolotkov@iao.ru*

Горно-химический комбинат (ГХК) создавался для наработки оружейного плутония. Основными источниками, загрязняющими окружающую среду, являются реакторный и радиохимический заводы. Проведенный анализ газоаerosольных выбросов приведен в следующей таблице [1—4]:

Радионуклид	Выбросы, Бк				
	2012	2013	2014	2015	2016
⁶⁰ Co (β)	9,27·10 ⁶	1,05·10 ⁷	2,63·10 ⁶	1,76·10 ⁷	2,42·10 ⁷
⁹⁰ Sr (β)	1,31·10 ⁹	2,54·10 ⁸	1,32·10 ⁸	1,11·10 ⁸	1,38·10 ⁸
⁹⁵ Nb (β)	6,98·10 ⁶	3,04·10 ⁶	—	—	—
⁹⁵ Zr (β)	3,83·10 ⁶	3,04·10 ⁶	—	—	—
¹⁰⁶ Ru (β)	2,23·10 ⁸	4,90·10 ⁷	1,99·10 ⁷	1,19·10 ⁷	2,19·10 ⁶
¹³⁴ Cs (β)	2,78·10 ⁶	2,92·10 ⁶	—	—	—
¹³⁷ Cs (β)	4,04·10 ⁸	1,48·10 ⁸	6,83·10 ⁷	8,74·10 ⁷	1,78·10 ⁷
¹⁴⁴ Ce (β)	1,12·10 ⁹	5,47·10 ⁷	1,97·10 ⁷	1,46·10 ⁷	4,78·10 ⁶
²³⁹ Pu (α)	2,59·10 ⁷	1,61·10 ⁸	1,13·10 ⁷	2,09·10 ⁷	2,78·10 ⁷

Метод оценки интенсивности излучения из шлейфа выброса основан на вторичных проявлениях в атмосфере, возникающих в результате бета-распада радионуклидов. Данный метод подробно описан в работе [5]. Полученные оценки позволяют сделать вывод, что метод детектирования повышенной радиоактивности в окружающей среде можно использовать в данной работе основываясь на количестве радиоактивного материала, выбрасываемого из ГХК.

ЛИТЕРАТУРА

1. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2013 году. Ежегодник. ФГБУ «НПО Тайфун». 358 стр.
2. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2014 году. Ежегодник. ФГБУ «НПО Тайфун». 350 стр.
3. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2015 году. Ежегодник. ФГБУ «НПО Тайфун». 348 стр.
4. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2016 году. Ежегодник. ФГБУ «НПО Тайфун». 398 стр.
5. Kolotkov G.A., Penin S.T. Remote monitoring of emission activity level from NPP using radiofrequencies 1420, 1665, 1667 MHz in real time // JENR, Vol. 115, January 2013, Pages 69—72.

¹ Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-38-60115 мол_а_дк.

КОЛИЧЕСТВЕННЫЙ ПОДХОД К ПРОВЕДЕНИЮ АНАЛИЗА ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ ПУТЕЙ ПРИОБРЕТЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ*

Конева Д. А., Седнев Д. А.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: d.a.koneva@gmail.com

Проблема нераспространения ЯМ была в мировой повестке дня, начиная с 60-х годов XX века. Именно в это время МАГАТЭ впервые представило Систему гарантий Агентства, впоследствии претерпевшую ряд изменений и утвержденную в актуальной по сей день редакции (INF-CIRC/66Rev.2) после открытия для подписания Договора о нераспространении ядерного оружия. Договор возлагает на МАГАТЭ функции по контролю за выполнением участниками своих обязательств. Агентство заключает с государствами соглашения о гарантиях [1] и в зависимости от типа соглашения определяются предметы контроля, способы и частота инспекций.

Инцидент с Ираком показал, что существующие на тот момент инструменты не позволили Агентству своевременно обнаружить скрытую ядерную программу. Результатом «Программы 93+2», стал Дополнительный протокол, серьезно расширивший возможности Агентства, применять которые в равной степени ко всем государствам экономически невыгодно. С целью оптимизации мер гарантий и повышения их экономической эффективности были созданы такие программы как Интегрированные гарантии и Концепция применения гарантий на уровне государства (State Level Concept). Последняя из которых является наиболее перспективной, однако, сталкивается с критикой — влияние человеческого фактора. Решение данной проблемы было предложено ранее в работе [2] — количественный подход к проведению анализа потенциальных путей приобретения ЯМ. Настоящая работа содержит результаты апробации предложенного подхода на примере гипотетического государства.

**Выполнено при финансовой поддержке Стипендии Президента СП-1827.2018.2.*

ЛИТЕРАТУРА

1. More on Safeguards agreements [Electronic resource]. — Access mode: <https://www.iaea.org/topics/safeguards-legal-framework/more-on-safeguards-agreements>.
2. Концепция применения гарантий на уровне государства: количественная оценка страновых факторов / Д. А. Конева, Д. А. Седнев // VIII Школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов, 17—19 мая 2017 года, г. Томск. — Томск : Изд. ТУСУРа, 2017. — С. 53.

ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА НАСЕЛЕНИЕ ПРИ ШТАТНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС

Никитин А. В., Истомина Н. Ю., Носков М. Д., Истомин А. Д.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: NYIstomina@mephi.ru*

Экологическая безопасность населения, проживающего в районах размещения АЭС, является одной из приоритетных задач при эксплуатации АЭС. Так как функционирование АЭС сопряжена с выбросами радионуклидов в приземный слой атмосферы. В связи с этим актуальной задачей является расчет технологически-измененного радиационного фона, обусловленного штатной эксплуатацией АЭС.

В данной работе проведен расчет воздействия штатных радиоактивных выбросов Калининской АЭС (КАЭС) на формирование дозовых нагрузок населения, проживающего в районе влияния данного объекта атомной энергетики. Проект выполнен с помощью геоинформационного экспертно-моделирующего комплекса (ГИЭМК) «АРИА». ГИЭМК представляет собой проблемно-ориентированное программное обеспечение, разработанное в среде программирования Borland C++ Builder Pro. 5.0. Начальными данными, необходимыми для расчетов, являются: информация о параметрах источника, населённых пунктов, годовая роза ветров Тверской области, свойства радионуклидов, нуклидный состав штатных выбросов КАЭС. В процессе работы была создана цифровая модель местности, включающая физическую карту местности, потенциально-опасный объект — КАЭС, населенные пункты, контрольные точки, профили.

Оценка радиационной обстановки производилась на основе анализа распределения мощности эквивалентной дозы вдоль профилей, проведенных в окрестности КАЭС и в населенных пунктах. Расчет доз в контрольных точках показал, что основным фактором, формирующим технологически-измененный фон, является доза, обусловленная радионуклидами в воздухе. Сопоставление полученных данных с нормами радиационной безопасности позволяют сделать вывод о том, что штатная эксплуатация КАЭС незначительно влияет на экологическую обстановку района размещения.

ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ СОЗДАНИЯ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ТЕРРИТОРИИ ЗАТО СЕВЕРСК

Пак А. Д., Шрайнер А. Э., Андреев В. А.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: pak.alex96@gmail.com*

Радиоактивные отходы — это материалы и вещества, а также оборудование, изделия (в том числе отработавшие источники ионизирующего излучения), не подлежащие дальнейшему использованию, содержание радионуклидов в которых превышает уровни, установленные в соответствии с критериями. По данным Российского информационного агентства, на территории РФ накоплено около 500 миллионов кубометров радиоактивных отходов, которые является главным долгоживущим источником излучения. В настоящий момент наиболее эффективным и безопасным решением данной проблемы является захоронение отходов 1 и 2 класса в могильниках на глубине не менее 300—500 м в глубинных геологических формациях с соблюдением принципа многобарьерной защиты и обязательным переводом ЖРО в отвержденное состояние. Для отходов 3 и 4 класса предусмотрено приповерхностное захоронение на глубину не более 100 м с использованием инженерных барьеров заглубленного ПЗРО. ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» планирует построить на территории г. Северск пункт захоронения радиоактивных отходов, куда будут поступать отходы от деятельности СХК и других предприятий атомной отрасли, расположенных в Сибири. Общая мощность объекта составит 150 тыс. м³. В данной работе рассматриваются проблемы и перспективы строительства ПЗРО на территории ЗАТО Северск. Создание пункта захоронения экономически и экологически обосновано и согласуется с предъявленными законодательством РФ требованиями. Финансирование данного проекта будет осуществляться из резервного фонда ГК «Росатом».

ЛИТЕРАТУРА

1. Ташлыков О.Л., Щеклеин С.Е. Экологическое прогнозирование в ядерной энергетике XXI века // Альтернативная энергетика и экология (ISJAEE). 2015. № 8—9. С. 50—57.

КСЕНОН КАК ВОЗМОЖНЫЙ ПРЕДВЕСТНИК УРАНОВЫХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ

Пак А. Д., Гузеев В. В., Семёнов С. С., Циркунов П. Т., Зубарев Е. А.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: pak.alex96@gmail.com*

На данный момент ксенон составляет 19% от общего числа элементов, которых образуются в процессе деления осколочных ядер. Данную особенность ксенона подтвердил в 1926 году советский радиохимик В. Г. Хлопин и его команда. Был сделан вывод, что ксенон может выступать индикатором урановых месторождений.

При делении урана-235 под действием медленных нейтронов или при спонтанном делении урана-238 происходит синтез ксенона и криптона в его характерных соотношениях, но этому предшествует ряд других изотопов элементов, имеющих избыток нейтронов.

Радиоактивный ряд, которому предшествует образование ксенона (йод, теллур, сурьма) до своего распада имеет миграционные свойства. Такую теорию выдвинула группа канадских ученых, определив миграцию элементов с места образования и превращение ксенона совсем в другом месте.

Факторы, которые влияют на миграцию элементов: температура и размер зерна минерала. Миграция будет происходить более интенсивно при более высокой температуре и с наименьшим размером зерна. Изотопы при прочих равных условиях, за одно и тоже время мигрируют на разные расстояния. Это связано с периодом полураспада: чем он дольше, тем большее расстояние преодолит изотоп. Например, ^{134}Xe может синтезироваться из ^{134}I в одном месторождении (период полураспада $T_{1/2} = 52,5$ мин), в другом — ^{132}Xe из ^{132}Te ($T_{1/2} = 77$ ч), еще дальше ^{131}Xe из ^{131}I ($T_{1/2} = 8$ дней), и большее расстояние при мигрировании из ^{129}I ($T_{1/2} = 17$ млн лет), превращающийся затем в ^{129}Xe . Таким образом, обогащенный изотопами ксенон и криптон, могут возникать с аномальным изотопным составом.

Данная работа посвящена изучению миграционных свойств ксенона и его предшественников в урановых месторождениях.

ЛИТЕРАТУРА

1. Озима М., Подосек Ф. Геохимия благородных газов. — Л. : Недра, 1987. — 343 с.

КОМПЛЕКСНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ КОНТЕЙНЕРОВ С ОТРАБОТАВШИМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ*

Седнев Д. А., Конева Д. А.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: sednev@tpu.ru*

По данным МАГАТЭ, обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) значительно повышает риски распространения ядерного оружия [1]. Особую значимость подобные угрозы приобретают на стадиях транспортировки и хранения. Необходимо гарантировать непрерывное ОЯТ на военные цели. Подобные задачи традиционно решаются внедрением пломбировочных систем и устройств. Однако, согласно рекомендациям Росатома по применению систем пломбирования для целей учета и контроля — не существует пломбировочных систем, имеющих абсолютную устойчивость к подделке.

Помимо задач нераспространения, ОЯТ также ставит задачи в области радиационной и ядерной безопасности. Необходимо обеспечить целостность контейнера для недопущения повышения радиационного фона. На данный момент подходы в обеспечении безопасности предоставляют набор разрозненных методов, не позволяющих проводить комплексную оценку состояния контейнера. МАГАТЭ выступает с инициативой 3S Synergy [2]. Предлагаемый подход призывает активно использовать данные систем безопасности для решения смежных задач.

Приняв во внимание все вышеупомянутые факты, можно заключить, что безопасность обращения с ЯМ, ОЯТ и РАО может быть существенно повышена за счет разработки комплексных систем, осуществляющих контроль за состоянием контейнеров. Предлагаемое в работе решение — создание комплексной системы ультразвуковой томографии для обеспечения безопасной эксплуатации и хранения контейнеров с ОЯТ.

**Выполнено при финансовой поддержке Стипендии Президента СП-1827.2018.2.*

ЛИТЕРАТУРА

1. Spent Fuel Reprocessing. IAEA-TECDOC-1587 // International Atomic Energy Agency, Vienna. — 2008.
2. The Interface Between Safety and Security at Nuclear Power Plants. INSAG 24 // International Atomic Energy Agency, Vienna. — 2010.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ МИГРАЦИИ ЗАГРЯЗНЯЮЩИХ КОМПОНЕНТОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ СЕРНОКИСЛОТНОМ СКВАЖИННОМ ВЫЩЕЛАЧИВАНИИ УРАНА

Теровская Т. С., Кеслер А. Г., Носков М. Д.

*Северский технологический институт «Национальный исследовательский
ядерный университет «МИФИ»*

Скважинное подземное выщелачивание (СПВ), как современный и прогрессивный метод, в настоящее время широко применяется при добыче урана и других металлов. Отличительной особенностью СПВ является незначительное влияние на состояние окружающей среды. Однако при разработке месторождения методом СПВ в подземные воды поступают различные загрязняющие вещества.

В настоящей работе предлагается комплексная физико-математическая модель, описывающая изменение геохимической обстановки среды и миграцию основных компонентов-загрязнителей, при СПВ урана. При создании модели используется подход, основанный на выделении ограниченного числа минералов, компонентов и процессов, описания которых достаточно для адекватного моделирования миграции загрязняющих веществ в пластовых водах.

Модель описывает основные гидродинамические и физико-химические процессы, происходящие в продуктивном горизонте при кислотном СПВ. Гидродинамическая часть модели включает в себя расчет распределения давления, скорости фильтрации растворов, конвективного массопереноса и гидродинамической дисперсии. В физико-химической части рассматриваются гомогенные и гетерогенные процессы, происходящие при СПВ в системе рабочий раствор — подземные воды — порода (взаимодействие рабочего раствора с рудными и породообразующими минералами, кислотно-основные и окислительно-восстановительные процессы, комплексообразование и др.). В качестве основных были выделены компоненты определяющие геохимическую обстановку среды (Fe^{3+} , Fe^{2+} , Al^{3+} , Ca^{2+} , H^+ , K^+ , Na^+ , Mg^{2+} , S_2^- , SO_4^{2-}) и компоненты-загрязнители (U^{4+} , UO_2^{2+} , Ra^{2+} , Th^{4+}). Модель реализована в виде системы дифференциальных уравнений и взаимосвязанных нелинейных алгебраических уравнений. Математическая модель может применяться для оценки техногенной нагрузки на подземные водоносные горизонты при разработке месторождений урана методом СПВ, выработки рекомендаций по проведению мероприятий направленных на уменьшение загрязнения подземных вод.

СЕКЦИЯ

**Безопасность при обращении
с РАО и радиоэкология**

КОНЦЕПЦИЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ УРОВНЯ ПЛАСТОВЫХ ВОД, С ЦЕЛЮ УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ ПРОЦЕССОМ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПГЗ ЖРО

Кокорев О. Н.^{1,2}, Носков М. Д.¹, Щипков А. А.¹, Козлов А. Е.²

¹СТИ НИЯУ МИФИ, 636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65,

²ФГУП «НО РАО» филиал «Северский», 636035, г. Северск Томской обл.,
пр-т Коммунистический, 8

Концепция автоматизированной системы контроля уровня пластовых вод для объектов ПГЗ ЖРО филиала «Северский» ФГУП «НО РАО» разработана с целью повышения качества и оперативности управленческих решений за счет точности и достоверности геотехнологического мониторинга, а также осуществления гидродинамического мониторинга в режиме реального времени.

При разработке системы автоматизированного контроля уровня пластовых вод для объектов ПГЗ ЖРО филиала «Северский» ФГУП «НО РАО» были проведены исследования технологического процесса как объекта автоматизации, рассмотрены варианты исполнения системы автоматизированного контроля, обоснован выбор и представлено описание наиболее рационального варианта архитектуры системы и её аппаратно-программной реализации. В состав автоматизированной системы контроля входят блоки сбора данных, визуализации и интерпретации результатов измерений.

В данной концепции заложена возможность дальнейшего повышения эффективности работы полигона глубинного захоронения ЖРО, а также возможной оптимизации и систематизации системы мониторинга состояния недр путем создания автоматизированной системы управления всего технологического процесса, включающей в себя удаленный контроль основных параметров (в том числе и уровня пластовых вод) и управление основным технологическим оборудованием (насосы, задвижки и т. п.) на основе единой SCADA-системы.

ЛИТЕРАТУРА

1. Зубков А. А., Рыбальченко А. И., Токарев И. В., Данилов В. В., и др. Анализ системы геотехнологического мониторинга полигона подземного захоронения жидких радиоактивных отходов СХК. // Разведка и охрана недр. — 2007. — № 11. — С. 56—61.

ФОСФАТНЫЕ МАТРИЦЫ ДЛЯ ВКЛЮЧЕНИЯ ЭЛЕКТРОЛИТОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Колобова А. А., Лизин А. А., Томилин С. В.

*Акционерное общество Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов,
г. Димитровград, Россия, 433507, e-mail: niiar@niiar.ru*

Пирохимические процессы переработки облученного ядерного топлива [1] проводятся в расплавах солей хлоридов щелочных элементов различного эвтектического состава. Отработавший электролит, после многократного использования, переходит в разряд высокоактивных отходов, и требует перевода в устойчивые формы.

Включение хлорсодержащих отходов в кристаллические матрицы осложняется тем, что в природе практически нет малорастворимых, химически и термически прочных кристаллических соединений, позволяющие включать одновременно катионы щелочных элементов (особенно цезий) и ионы хлора.

Цель настоящей работы заключалась в экспериментальной проверке возможности получения фосфатов со структурой хлорапатита из солевых систем электролитов пирохимической переработки ОЯТ.

В работе представлены результаты включения электролитов в матрицу на основе хлорапатита. Произведен рентгенографический анализ и определена химическая устойчивость полученных соединений.

Результаты исследований свидетельствуют, что минералоподобные композиции на основе хлорапатита с включенными электролитами не обеспечивают необходимый уровень иммобилизации радионуклидов из-за химической природы получаемых керамик, что приводит к высокой выщелачиваемости компонентов матрицы.

Для повышения химической устойчивости фосфатные материалы на основе хлорапатита необходимо дополнительно остекловывать. В качестве дополнительного барьера могут служить алюмофторфосфатные стекла.

ЛИТЕРАТУРА

1. Скиба О. В., Кислый В. А., Савочкин Ю. П., Вавилов С. К. Пироэлектрохимические процессы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. Димитровград. ОАО «ГНЦ НИИАР». 2012. —348 с.

ЭКОЛОГИЧЕСКОЕ ПРОСВЕЩЕНИЕ КАК СПОСОБ ФОРМИРОВАНИЯ ПОЗИТИВНОГО ОТНОШЕНИЯ МОЛОДЕЖИ К АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Лильбок А. Д., Саидов Р. С., Аббасов П. Р.

*Российская академия народного хозяйства и государственной службы
при Президенте РФ (Челябинский филиал), 454077, г. Челябинск,
ул. Комарова, 26, e-mail: abbasovp@yandex.ru*

В ходе исследования обобщены результаты опроса молодежи (890 обучающихся). Предварительное анкетирование показало негативное отношение большинства респондентов к АЭС как к способу получения энергии — 61 %, а также убежденность в негативном воздействии радиации на организм человека — 98 %.

Контент-анализ материалов популярных в молодежной среде видеохостингов и социальных сетей выявил негативный фон наиболее популярных по числу просмотров видеороликов по поисковым запросам: «атомная электростанция», «радиация». Большинство видеоматериалов посвящены последствиям аварий на АЭС и негативному воздействию радиации. Такой объективный информационный фон оказывает влияние на ценностно-мировоззренческий настрой аудитории и определяет отношение молодежи к атомной энергетике.

Авторами исследования создан видеоматериал о перспективах развития и преимуществах атомной энергетике, который был использован в эколого-просветительских мероприятиях, проводимых с группами обучающихся. В конце каждого мероприятия проводилось итоговое анкетирование, результаты которого показали, что 79 % респондентов изменили свое отношение к атомной энергетике в лучшую сторону, 75 % опрошенных высказались о необходимости замены тепловых электростанций на атомные.

Эффективная информационная политика, в том числе экологическое просвещение, направленные на доведение до представителей молодежи достоверных данных о безопасности и преимуществах атомной энергетике, может переломить сложившуюся традицию негативного к ней отношения.

ЛИТЕРАТУРА

1. Аббасов П. Р., Литвак Р. А. Проблема формирования эколого-правовой культуры студентов гуманитарных вузов в аспекте профессиональной социализации // Современная наука: актуальные проблемы теории и практики. Серия: Гуманитарные науки. — 2017. — № 12—2. С. 33—36.

СВЯЗЬ МЕЖДУ ДОЖДЕВЫМИ ОСАДКАМИ И АНОМАЛЬНЫМИ ВСПЛЕСКАМИ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ В АТМОСФЕРЕ

**Лозовский М. А.¹, Беляева И. В.^{1,2}, Беспалов В. И.¹, Яковлев Г. А.³,
Нагорский П. М.⁴, Смирнов С. В.⁴, Пустовалов К. Н.⁴, Яковлева В. С.¹**

¹*Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30*

²*Томский государственный архитектурно-строительный университет,
634003, Россия, г. Томск, пл. Соляная, 2*

³*МБОУ лицей при Томском политехническом университете,
634028, Россия, г. Томск, ул. А. Иванова, 4*

⁴*Институт мониторинга климатических и экологических систем СО РАН,
364055, Россия, г. Томск, пр-т Академический, 10/3*

E-mail: lozovskiimark@mail.ru

Мониторинг радиационного фона производят как государственные организации с использованием ЕГАСКРО, так и научные коллективы. Аномалии в гамма-фоне исследуют на предмет возникновения радиационного техногенного загрязнения. Однако, аномальные изменения гамма-фона могут быть вызваны и природными явлениями, как например, обычным дождем. Этот факт известен уже на протяжении последнего десятилетия. Тем не менее, не до конца исследована связь между величиной аномального всплеска мощности дозы γ -излучения во время осадков и характеристиками дождевых осадков.

В рамках исследования было произведено моделирование пространственной (в вертикальном направлении) и временной динамики мощности дозы γ -излучения, формируемой в приземной атмосфере вымываемыми дождем на земную поверхность короткоживущими дочерними продуктами распада радона и торона. Произведен анализ зависимости мощности дозы γ -излучения от высоты дождевых облаков, плотности и турбулентности атмосферы. Для этого были рассчитаны распределения по высоте объемной активности короткоживущих дочерних продуктов распада радона и торона при различных состояниях атмосферы.

Проведена оценка вкладов каждого атмосферного радионуклида в суммарную мощность дозы при различных коэффициентах турбулентной диффузии и высоты нижней кромки дождевых облаков. Выявлены радионуклиды, вносящие основной вклад в аномальный всплеск атмосферного γ -фона.

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ РАЗЛИЧНЫХ ДОБАВОК К ЦЕМЕНТНЫМ МАТРИЦАМ НА БАЗЕ ПОРТЛАНДЦЕМЕНТА

Малышев М. С.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
г. Томск, Россия 634050, г. Томск, пр-т Ленина 30
e-mail: malyshev.ms.work@yandex.ru*

Включение в цемент — один из основных методов отверждения как гомогенных (кубовые остатки), так и гетерогенных (пульпы) отходов. Основные преимущества цементирования: негорючесть и отсутствие пластичности отвержденного продукта, а также простота осуществления процесса смешения концентрата отходов с цементом. Кроме того, бетон обладает отличной стойкостью к облучению и довольно высокой теплопроводностью. Кроме достоинств существует ряд проблем при использовании цементирования: выделение водорода при радиолизе воды, входящей в состав отвержденных отходов; высокая степень вымываемости включенных компонентов, малая степень включения отвержденных компонентов в цемент, что приводит к увеличению объема цементных блоков.

Для повышения свойств цементной матрицы используются различные добавки: пластификаторы — для повышения удобообрабатываемости цементных продуктов; добавки для увеличения степени сорбции радионуклидов в матрицу цемента; повышение устойчивости цементного компаунда к воздействию микроорганизмов обеспечивают биоцидные полимеры класса полигексаметиленгуанидинов (ПГМГ). В таблице 1 представлены материалы, использующиеся в качестве добавок к цементной матрице и их действия на матрицу.

Таблица 1

**Материалы, использующиеся для модификации
цементной матрицы портландцемента**

Материал	Эффект от добавки
Зола от сжигания каменного угля, измельченный гранулированный шлак доменных печей	Уменьшение проницаемости, увеличение подвижности, снижение начального тепловыделения
Природные пуццоланы	Увеличение сорбции радионуклидов
Микросилика	Уменьшение водопроницаемости
Суперпластификаторы	Уменьшение содержания воды и проницаемости отвержденной композиции
Ca(OH) ₂ , NaOH	Кондиционирование борсодержащих отходов и улучшение схватывания
Силикат натрия	Осаждение тяжелых металлов, снижение проницаемости
Органические полимеры	Снижение проницаемости, геттеры трития

ОБРАЩЕНИЕ С ТВЁРДЫМИ РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ КАТЕГОРИИ ОНАО НА ФГУП «ГХК»

Мацеля В. И., Мударисов О. В.

*Федеральная ядерная организация Федеральное государственное
унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,
662972, г. Железногорск, Красноярский кр., ул. Ленина, 53
e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su*

В соответствии с Федеральным законом «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» от 11.07.2011 № 190-ФЗ [1] образующиеся на предприятиях ГК «Росатом» радиоактивные отходы (РАО) должны быть кондиционированы для дальнейшей передачи Национальному оператору по обращению с радиоактивными отходами (ФГУП «НО РАО») с целью их захоронения. Однако размещение РАО в пунктах захоронения возможно при удовлетворении определенными критериями приемлемости.

Для выполнения указанных условий захоронения на ФГУП «ГХК» организован участок подготовки твердых РАО (ТРО) для передачи их «НО РАО», включающий технологический комплекс для сжигания таких отходов. В первую очередь, на данном участке ведутся работы по снижению объёмов очень низкоактивных отходов (ОНАО), состоящих из мусора бытовых помещений, имеющего загрязнения радионуклидами, спецодежды и обуви, пришедшей в негодность, респираторов, упаковочных материалов, ветоши, деревянной тары, отходов ремонтных мастерских, обрезок труб, строительных отходов. Основными этапами переработки ОНАО являются: высокотемпературное сжигание ТРО в печи до образования зольного остатка, дожигание отходящих дымовых газов, адсорбирование газообразных продуктов с целью для предотвращения возникновения условий образования полихлорированных диоксинов, охлаждение дымовых и отделение кислых газов в скруббере, отделение влаги, очистка от аэрозольных частиц, тонкая очистка газа. Образующийся зольный остаток, в свою очередь, используется в качестве добавки для приготовления цементного компаунда.

Описанный подход обеспечивает безопасное обращение с образующимися РАО и позволяет решать проблему накопления ОНАО на данный момент, а не перекладывать решение на будущие поколения.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» от 11.07.2011 № 190-ФЗ.

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ УГЛЕРОДА-14 В ОБЪЕКТАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ, ОБУСЛОВЛЕННОЕ ВЫБРОСАМИ АЭС

Назаров Е. И.¹, Екидин А. А.², Васильев А. В.²

¹Уральский Федеральный университет, г. Екатеринбург

²Институт промышленной экологии УрО РАН, г. Екатеринбург

Важным практическим способом подтверждения безопасных условий функционирования АЭС является мониторинг выбросов радионуклидов в атмосферу [1]. Не менее чем на 93% АЭС Европы в программу мониторинга выбросов включен ^{14}C [2]. С целью оценки поступления ^{14}C в атмосферу от АЭС Европы, была рассчитана удельная активность выброса (ГБк/(ГВт·ч)) для всех типов реакторных установок. Оценка выполнена по данным годового выброса ^{14}C [3] и произведенной энергии каждой АЭС Европы [4]. Используя значения удельной активности выбросов для каждого типа реакторной установки в Европе, был рассчитан вклад всех АЭС мира в содержание ^{14}C в атмосфере. Данный вклад, без учета распада и миграции углерода в объектах окружающей среды, составляет менее 1% от общей активности ^{14}C в атмосфере. Основным источником, определяющим активность ^{14}C в атмосфере за последние 70 лет, являются испытания ядерного оружия в период с 1945 по 1980 гг. [5]. Для учета миграции ^{14}C в объектах окружающей среды была использована математическая модель «SSPAM ^{14}C » [6]. С учетом данной модели и метеорологического разбавления была проведена оценка распределения ^{14}C в объектах окружающей среды, обусловленного выбросами Игналинской АЭС.

ЛИТЕРАТУРА

1. Международное агентство по атомной энергии. Мониторинг окружающей среды и источников для целей радиационной защиты. Серия норм безопасности МАГАТЭ. — № RS-G-1.8. — Вена. — 2016.
2. Пышкина М.Д. Определение основных дозообразующих нуклидов в выбросах АЭС PWR и ВВЭР. // Биосферная совместимость: человек, регион, технологии 2017. — № 2(18). — С. 98—107.
3. Официальный сайт Международного Агентства по Атомной Энергии [Электронный ресурс] — режим доступа: <http://www.iaea.org/PRIS>.
4. Официальный сайт базы данных Европейской Комиссии о выбросах и сбросах радиоактивных веществ. [Электронный ресурс] — режим доступа: <http://europa.eu/radd/index.dox>.
5. Василенко И.Я., Осипов В.А., Рублевский В.П. Радиоактивный углерод // Природа. — 1992. — № 12. — С. 59—65.
6. Limer L., Klos R., Shaw G., Walke R. Terrestrial Biosphere Modelling of ^{14}C Research // Swedish Radiation Safety Authority. Report number: 2013:20.

ФОСФАТНЫЕ МАТРИЦЫ ДЛЯ ВКЛЮЧЕНИЯ СОЛЕВЫХ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ

Попова А. В.¹, Лизин А. А.^{1,2}

¹Димитровградский инженерно-технологический институт НИЯУ МИФИ,
433512, г. Димитровград, ул. Куйбышева 294

²АО «Государственный Научный Центр Научно-исследовательский Институт
Атомных Реакторов» 433510, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9
E-mail: alena_6295452@mail.ru

Фосфатные материалы рассматриваются в качестве матриц для целей включения в их состав отходовных хлоридных форм электролитов пирохимических процессов изготовления и переработки ОЯТ [1, 2]. Получены фосфатные композиции структурных типов β -тридимита и К-струвита с включенными составами электролитов NaCl-2CsCl (1), LiCl-KCl (2). Ортофосфатные композиции со структурой тридимита получали методом совместного осаждения из водных растворов электролитов и $MgCl_2$ ортофосфорной кислотой, ступенчатой термообработкой полученной суспензии при 200 °С и порошков при 400 и 600 °С (7 часов на каждой ступени). Порошки прессовали в таблетки и спекали при 700 °С. Ортофосфатные композиции со структурой струвита осуществляли путем смешивания исходных реагентов с составами электролитов с добавлением воды. Полученную суспензию переливали в форму и оставляли до полного формирования фосфатного компаунда (~15 дней).

Результаты рентгенофазового анализа (камера Дебая РКУ-114М, рентгеновский аппарат УРС-2,0, медное излучение с никелевым фильтром) свидетельствовали о кристаллизации фаз β -тридимита в образцах с электролитом 2, и о кристаллизации фаз К-струвита в образцах с электролитом 1. Тридимит и струвит не кристаллизуется для образцов фосфатных компаундов с электролитом 1 и 2 соответственно.

Определение химической устойчивости компаундов со структурой струвита и электролитом 2 по ГОСТ Р-52126—2003 показало, что скорость выщелачивания лития на 28 сутки составила $8,4 \cdot 10^{-3}$, калия на 28 сутки — $1,3 \cdot 10^{-3}$ г/(см²·сут) соответственно. Полученные значения соответствуют требованиям ГОСТ Р 51883-2002 для цементных компаундов с радиоактивными отходами.

ЛИТЕРАТУРА

1. Томилин С. В. и др. // Атомная энергия. 2007. — Т. 102, № 3. — С. 178—182.
2. Лизин А. А. и др. // Радиохимия. 2012. — Т. 54, № 6. — С. 527—533.

МУЛЬТИМЕДИЙНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ КАК СРЕДСТВО ФОРМИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ГРАМОТНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ

Ротман Д. Н.

*Уральский федеральный университет имени первого Президента России
Б. Н. Ельцина, 620002, г. Екатеринбург, ул. Мира, 19,
e-mail: wolfdim@mail.ru*

В процессе стремительного развития ядерных технологий и атомной энергетики большую роль играет информационная работа, проводимая с населением. Повсеместное внедрение современных технологий позволяет совершенствовать и преобразовывать механизмы данного процесса. Наиболее перспективным инструментом, объединившим передовые и традиционные способы распространения знания, являются мультимедийные технологии, неотъемлемая часть которых — видеолекции.

Цель работы — разработка курса видеолекций для целевой аудитории, включающую учащихся школ и студентов непрофильных специальностей, который в современной и доступной форме раскрывает аспекты одной из основных проблем современности: энергетической проблемы, а также методы её решения на примере концепции «Зелёный квадрат».

Методически правильно подобранные материалы, а также одновременное воздействие графической, звуковой, фото и видеoinформации позволяют реализовать процесс визуализации сложной научной информации и достичь максимального погружения в проблематику темы.

Публикация в различных сегментах средств массовой информации, в том числе в социальных сетях и на площадках видеохостингов, позволяет обеспечить интеграцию материала в различные формы социально-общественной коммуникации.

В условиях роста значимости мультимедийных технологий, разработанный курс видеолекций является эффективным инструментом при реализации информационно-разъяснительной работы ГК Росатом с населением в интересах развития атомной энергетики и формирования радиационной грамотности населения.

ЛИТЕРАТУРА

1. Андрианов А. А., Воропаев А. И., Коровин Ю. А., Муругов В. М. Ядерные технологии: история, состояние, перспективы. — М. : НИЯУ МИФИ, 2012. — С. 165—172.
2. Анисимова Н. С. Мультимедиа-технологии в образовании: понятия, методы, средства. — СПб. : РГПУ им. А. И. Герцена, 2002. — 89 с.

ВОЗДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА

Сорбат Д. М.

Димитровградский инженерно-технологический институт НИЯУ МИФИ

Действие ионизирующего излучения на организм человека может быть разным, и зависит оно от ряда факторов, определяющими из которых являются вид излучения, полученная доза, размеры облучаемой поверхности, продолжительность облучения, индивидуальные особенности организма и многое другое [1].

В зависимости от возможных негативных последствий эффекты от полученной дозы излучения могут быть детерминированными и стохастическими.

Специалисты называют детерминированными те вредные биологические эффекты, которые носят неизбежный характер и возникают при облучении большими дозами ионизирующего излучения [2]. Главная особенность детерминированных эффектов заключается в том, что они предполагают наличие определенного минимального порога, ниже которого эффект от облучения полностью отсутствует, а выше — зависит от полученной дозы. В качестве примеров таких эффектов можно привести такие виды поражений, как повреждение репродуктивных клеток, незлокачественное повреждение кожи, катаракту глаз и т. д. Последствия от детерминированных эффектов могут наступить как в самое ближайшее время, так и в отдаленном будущем. Таким образом, дозовый порог для таких эффектов полностью отсутствует, а значит, они могут нести в себе огромную опасность даже в малых дозах.

Если многие тайны, которые несет в себе радиация, до сих пор остаются нераскрытыми, насчет одного утверждения можно быть уверенными на 100 %: в определенных дозах ионизирующие излучения вредны для человеческого организма, поэтому первостепенной задачей для любого человека, так или иначе связанного с радиацией, является обеспечение качественной защиты от этого явления, как для себя, так и для всех окружающих людей [4].

ЛИТЕРАТУРА

1. Денисов, В. В. Безопасность жизнедеятельности. Защита населения и территорий при чрезвычайных ситуациях [Текст]: Учеб. пособие / В. В. Денисов [и др.]; — М. : ИКЦ «МарТ»; Ростов н/Д : Издательский центр «МарТ», 2003. — 608 с.
2. Кривошеин, Д. А. Экология и безопасность жизнедеятельности [Текст]: Учеб. пособие / Д. А. Кривошеин [и др.]; — М. : ЮНИТИ-ДАНА, 2000. — 447 с.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ТРИТИЯ В ОБЛУЧЕННОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ

Тихонова Д. Е., Момотов В. Н., Ерин Е. А.,
Волков А. Ю., Куприянов А. С.

АО «Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»,
433510, Димитровград Ульяновской обл., Западное шоссе, 9
e-mail: niiar@niiar.ru

Определение удельной активности трития в облученном ядерном топливе (ОЯТ) включает стадии растворения ОЯТ, получения конденсата путем дистилляции исходного раствора ОЯТ, определения содержания трития методом жидкостно-сцинтилляционного счета (ЖСС).

Растворение навески ОЯТ проводили в 8 моль·л⁻¹ азотной кислоте при температуре 85 °С.

Поскольку тритий является бета-излучателем с низкой энергией и пробегом в детектируемой среде бета-частиц для определения его удельной активности необходимо отделение от основной части продуктов деления. В качестве способа очистки была выбрана дистилляция части раствора ОЯТ.

Для установления доли трития, перешедшего в конденсат, необходимо определение коэффициента его перехода (K_n).

Определение величины коэффициента перехода проводили с использованием модельных растворов азотной кислоты различной концентрации с известным содержанием трития.

Полученные данные свидетельствуют о том, что величина K_n не зависит от кислотности раствора и пропорциональна соотношению мольных долей водорода и трития в исходном растворе ОЯТ и конденсате.

Путем дистилляции исходного раствора ОЯТ, выдержанного в течение 8 лет, получен конденсат с содержанием трития, равным $(8,5 \pm 1,1) \cdot 10^6$ Бк/г [1].

ЛИТЕРАТУРА

1. Ерин Е. А., Момотов В. Н., Волков А. Ю. и др. Радиохимический анализ образца облученного смешанного нитридного уран-плутониевого топлива. Радиохимия. — 2017. — Т. 59, № 4. — С. 325—330.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ГАММА-КАМЕРЫ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Ханбиков Р.З., Карельский И.Д.

*Димитровградский инженерно-технологический институт НИЯУ МИФИ,
433503, г. Димитровград Ульяновской обл., ул. Куйбышева, 294
e-mail: crtdigga@gmail.com*

Гамма-спектрометрия широко используется для определения характеристик отходов и областей заражения на АЭС. Однако, этот метод имеет свои недостатки, например, имеет низкую эффективность обнаружения и требует длительного времени измерения для получения результатов. Особенно это заметно при обследовании больших площадей, на которых приходится проводить сканирование в ручном режиме. Считаем, что будет рационально внедрять системы с большим сектором обзора, представляющие наибольший интерес с точки зрения уменьшений объемов работ. К тому же, таким методом возможно упростить процедуру классификации, тем самым уменьшая расходы на захоронение отходов.

Целью работы является подбор элементов для последующего улучшения устройства. Перечисленные выше причины стали задачей, решением которой является гамма-камера с большим сектором обзора. Устройство представляет собой компактную и портативную систему для получения изображений, что позволит операторам точно отмечать радиоактивные источники и определять их количественные параметры. Это будет возможным благодаря использованию технологий более чувствительных детекторов, RGB-камер и современных компьютерных систем наблюдения. Во время каждого измерения она покажет наложение оптического изображения на пространственное распределение гамма-источников, что позволит быстро выявить местоположение источников. Кроме того, она способна к автоматической идентификации движения или изменений в плоскости изображения, что минимизирует ошибки персонала во время работ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Peter D. Olcott et al. Compact Readout Electronics for Position Sensitive Photomultiplier Tubes, IEEE Transactions on Nuclear Science. — Vol. 52, № 1, February 2005.
2. P.T. Durrant. The application of pinhole and coded aperture imaging in the nuclear environment. Nucl. Instrum. Meth. — Vol. A 422, 1999. — P. 667—671.

ОБ АВТОМАТИЗИРОВАННОМ КОНТРОЛЕ СОДЕРЖАНИЯ НА ПОВЕРХНОСТИ α -АКТИВНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ

Хорохорин Д. М.^{1,2}, Еремеев Р. С.^{1,2}
Научный руководитель: Хан В. А.²

¹ФЯО ФГУП «Горно-химический комбинат» 662970, г. Железногорск, ул. Ленина 53,
e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

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

Пробег в воздухе β -частиц, испускаемых ^{90}Sr ($E=545$ кэВ) не превышает 1,2 м. Поэтому ^{90}Sr на ладонях возможно зарегистрировать на стационарном турникете, т.к. детекторы не требуют близкого расположения к контролируемой поверхности.

Пробег α -частицы, излученной ^{239}Pu и ^{241}Am ($E=4$ МэВ) в воздухе составляет около 2,5 см, что требует очень близкого расположения детектора к измеряемой поверхности. В существующих сцинтилляционных детекторах до половины α -частиц. Поэтому автоматизированный контроль радиоактивного загрязнения кожи человека ^{239}Pu затруднено.

При α -распаде ^{239}Pu образуется ^{235}U , а энергия α -частиц: 5,105 МэВ (11,94 %); 5,144 МэВ (17,11 %); 5,156 МэВ (70,77 %). Длина пробега α -частиц в воздухе при 760 мм рт. ст. и температуре 15 °С определяется по формуле: $R_{\text{в}} = 0,316 E_{\alpha}^{3/2}$. Таким образом, $R_{\text{в}}$ (5,1 МэВ) = $0,316 \times 5,1^{3/2} = 3,63$ см. Величину пробега α -частицы в другом веществе связана с величиной пробега α -частицы в воздухе:

$$R = R_0 * \frac{\rho_0}{\rho} \sqrt{\frac{A}{A_0}}$$

где R , R_0 — пробег в веществе и воздухе; ρ , A — плотность и атомный вес вещества; для воздуха $\rho_0 = 1,29$ г/л и $A_0 = 14,4$. Например, пробег α -частиц в атмосфере H_2 и He равен 13,7 и 9,8 см соответственно.

Для создания стационарной установки контроля радиоактивной загрязнённости ладони человека ^{239}Pu предлагается отказаться от защитной плёнки на сцинтилляторе с ФЭУ. Также необходимо использовать газовую среду, в которой пробег α -частиц в атмосфере H_2 и He равен 13,7 и 9,8 см соответственно.

Для создания стационарной установки контроля радиоактивной загрязнённости ладони человека ^{239}Pu предлагается отказаться от защитной плёнки на сцинтилляторе с ФЭУ. Также необходимо использовать газовую среду, в которой пробег α -частицы больше, чем в воздухе. Это позволит увеличить минимально необходимое расстояние между детектором и контролируемой поверхностью ладони. Поэтому возможна разработка системы автоматизированного контроля радиоактивного загрязнения кожи человека α -излучающими нуклидами.

КРИСТАЛЛОХИМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ, СИНТЕЗ И ИЗУЧЕНИЕ СТРОЕНИЯ И СВОЙСТВ МИНЕРАЛОПОДОБНЫХ ФОСФАТНЫХ МАТРИЦ- ФИКСАТОРОВ ВАО

Шабурова Е. С.^{1,2}, Орлова В. А.¹, Козлов П. В.^{1,2}, Беланова Е. А.¹

¹ФГУП «ПО «Маяк», 456780, г. Озерск, пр-т Ленина, 31

²ОТИ НИЯУ МИФИ, 456783, г. Озерск, пр-т Победы, 48
ShaburovaES@mail.ru

В настоящей работе показана возможность переработки реальных составов экстракционной переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ) в кристаллические материалы с ожидаемой структурой минерала коснарита [1].

Были синтезированы и изучены фосфаты сложного катионного состава. Их составы были выбраны с учетом концентраций, сочетания и соотношения катионов, присутствующих в следующих видах реальных отходов экстракционной переработки ОЯТ — цирконийсодержащем рафинате и рафинате аффинажного разделения плутония и нептуния. Для расчета составов сложного фосфата, на основании кристаллохимического анализа известных из литературы данных [2], был выбран формульный тип $A_2RZr(PO_4)_3$ (А и R-катионы в степенях окисления +1 и +3, соответственно).

Синтез образцов осуществлялся из растворов. Стадия диспергирования на всех этапах была исключена. За образованием промежуточных и конечных продуктов наблюдали при помощи методов рентгеновской дифракции и рамановской спектроскопии.

Данные рентгенофазового анализа свидетельствуют, что уже при 400 °С происходит кристаллизация фаз со структурой коснарита. Дальнейшее повышение температуры (600, 800 °С) не приводит к фазовым и химическим превращениям.

Достигнутые минимальные скорости выщелачивания элементов составили величины порядка 10^{-6} — 10^{-7} г/см²-сут.

Полученные данные по исследуемым образцам свидетельствуют о том, что адаптация изучаемых составов к выбранной кристаллической модификации имеет место. Синтезируемые фосфаты обладают высокими показателями термической и химической устойчивости.

ЛИТЕРАТУРА

1. Hagman L. O., Kierkegaard P. // Acta Chem. Scand. — 1968. — V. 22. № 6. — P. 1822—1832.
2. Орлова А. И. // Радиохимия. — 2002. — Т. 44. № 5. — С. 385—403.

ПРОБЛЕМЫ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Шапкина С. И.

*Государственный университет управления, 109542, г. Москва,
Рязанский проспект, 99. e-mail: shapkinasveta2013@yandex.ru*

В последние годы вопросы безопасного использования объектов электроэнергетического комплекса выходят на первый план и остаются архиважной задачей современного общества. Вместе с тем, захоронение радиоактивных отходов, с целью безопасного существования общества, является одним из самых актуальных вопросов в период наращивания мощностей атомных электростанций. В настоящее время большая часть радиоактивных отходов содержится во временных хранилищах. Это обуславливается неэффективным обращением с радиоактивными отходами. На данный момент принято считать, что получившиеся отходы могут храниться в течение 30—50 лет с возможным продлением сроков захоронения. Однако сама проблема окончательной ликвидации отходов не решается, а остается на рассмотрение будущим поколениям. Кроме того, содержание этих временных хранилищ требует определенных финансовых затрат на обслуживание.

Компромиссным решением является способ окончательной изоляции радиоактивных отходов, который также снижает вероятность возникновения аварийных ситуаций и оказывает минимальное негативное воздействие на окружающую среду и человека. Таким образом, основополагающим принципом изоляции должно быть окончательное захоронение радиоактивных отходов, а не временное, хоть и длительное хранение. С учетом российского климата и геологических условий эффективным и экологичным является подземная изоляция отходов. Она осуществляется за счет инженерных и естественных барьеров, таких как соль, глина и горные породы. К тому же этот способ не требует особого контроля и обслуживания. Глубокое геологическое захоронение по-прежнему остается предпочтительным вариантом утилизации радиоактивных отходов во многих странах мира, в том числе России, США, Австралии и Европе.

ЛИТЕРАТУРА

1. Андрюшин И.А., Юдин Ю.А. Обзор проблем обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом. — Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2010. — 119 с.
2. Сайт «ПРОатом» <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=122>.

МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ПЛАЗМЕННОЙ УТИЛИЗАЦИИ И ИММОБИЛИЗАЦИИ ИЛОВЫХ ОТЛОЖЕНИЙ БАССЕЙНОВ-ХРАНИЛИЩ ЖРО

Шестакова Л. А.

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

*ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет», 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: shestakova_lyu@mail.ru*

За время работы предприятий ЯТЦ накоплены и размещены в бассейнах-хранилищах жидкие радиоактивные отходы (ЖРО), на дне которых образовались иловые отложения (ИЛО), имеющие следующий состав: (3—17%) Fe, (2,8—8,5%) Si, (0,2—3,2%) Ca, (1—2,8%) Mg, (0,7—1,9%) Na, (0,1—0,9%) P.

Для переработки ИЛО используют сорбционные, электрохимические, химические способы переработки, а также различные способы высокотемпературной обработки с получением керамических и стеклоподобных матриц [1,2]. Их общим недостатком является многостадийность и высокая стоимость.

К преимуществам плазменной переработки ЖРО в виде композиций, включающих органическую компоненту, следует отнести: одностадийность и низкие энергозатраты [3].

В работе представлены результаты теоретических и экспериментальных исследований процессов плазменной переработки ИЛО в виде ило-органических композиций (ИЛОК). На их основе определены составы ИЛОК и режимы, обеспечивающие в воздушной плазме их энергоэффективную утилизацию и иммобилизацию с получением продуктов требуемого состава.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии плазменной утилизации и иммобилизации иловых отложений бассейнов-хранилищ ЖРО, а также других радиоактивных отходов создаваемого российского замкнутого ядерного топливного цикла.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дмитриев С. А., Стефановский С. В. Обращение с радиоактивными отходами. — М.: РХТУ им. Д. И. Менделеева, 2000. — С. 12—20.
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. Власов В. А. Каренгин А. Г., Каренгин А. А., Шахматова О. Д. Моделирование процесса плазменной утилизации отходов переработки отработавшего ядерного топлива бассейнов выдержки твэлов // Известия вузов. Физика. — 2012 — Т. 55. — № 11/2. — С. 377—382.

СЕКЦИЯ

**Перспективные направления
развития ядерной энергетики.**

**Ядерные технологии
в инновационной экономике
и ядерной медицине**

СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЕ СТОИМОСТЬЮ В АТОМНОМ СТРОИТЕЛЬСТВЕ

Абрамченко Е. С., Воронцова В. В.

*Государственный университет управления,
109542, г. Москва, Рязанский проспект, 99
e-mail: ufowee@yandex.ru*

Вопросы проектирования и строительства новых атомных станций всегда выходили на первый план. В процессе проектирования нужно понимать и контролировать стоимость строительства — как известно, в атомной энергетике доля капитальных затрат велика.

Один из главных факторов успеха реализации проектов по строительству АЭС являются наличие детальных расчетов относительно параметров реализации и окупаемости проекта.

Разработанная госкорпорацией «Росатом» система TCM NC позволяет управлять процессами строительства, а также принятия решений на всех уровнях управления. Основной целью является рассчитывать стоимость сооружения на конкретный момент времени, делать четкие прогнозы, чтобы сформировать бюджет и отслеживать его исполнение. Разработка TCM NC включает в себя такие стадии, как создание и внедрение методологии системы комплексного управления стоимостью и сроками, оценка стоимости и расчет стоимости блоков, разработка и внедрение информационной системы комплексного управления стоимостью и сроками, внедрение проектного учета затрат в государственные корпорации.

С целью снижения стоимости строительства АЭС, «Росатом» поставил задачу на сокращение периода строительства до 48 месяцев. Данная система поможет получить вознаграждение от Министерства экономического развития РФ за сокращение сроков и стоимости проекта. Проектировщиков также подталкивают на экономии ресурсов и времени, за счет выплаты до 3% от суммы экономии компании-застройщику.

Таким образом, развитие атомной энергетике нуждается во внедрении системы управления строительством станции и закрепления ее на законодательном уровне.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дубровский В. Б., Лавданский П. А., Енговатов И. А. Строительство атомных электростанций. — М. : АСВ, 2010. — 368 с.
2. Информационный портал «Атомная энергия 2.0». — Режим доступа: www.atomic-energy.ru (дата обращения — 15.09.2018).

ПРОСТРАНСТВЕННОЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ В ТОПЛИВНОМ КОМПАКТЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ¹

Шаманин И. В., Каренгин А. Г., Кнышев В. В.,
Беденко С. В., Зорькин А. И., Алексеев Н. В.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: vvk28@tpu.ru

В работе представлены результаты оценок пространственного распределения температуры в топливной таблетке ВГТРУ [1]. Исследуемая топливная таблетка представляет собой углеграфитовую матрицу с диспергированными в нее микротвэлами. Такой топливный компакт позволяет существенным образом повысить эффективность использования топлива, а предлагаемые в [1] рекомендации, по использованию технологии аморфного покрытия, повысят ресурс эксплуатации топливной таблетки, уменьшат топливную составляющую затрат, улучшат теплофизические свойства топлива [1,2]. В работе представлены результаты расчета термомеханического напряжения при длительном стационарном режиме работы реактора. Проведен расчет температур на совместимость материалов зерна, покрытий и графитовой матрицы. Рассмотрена возможность прямого плазмохимического синтеза из водно-органических нитратных растворов в воздушной плазме сложных композиций, включающих делящийся материал ((Pu, Th)O₂, (U, Th)O₂) и матрицу (BeO, MgO) с высокой теплопроводностью. Для исследуемых топливных композиций представлены результаты расчета коэффициентов теплопроводности, проведено сравнение расчетных данных с результатами модельных расчетов и экспериментов. Результаты исследований использованы для создания перспективных типов дисперсионного ядерного топлива.

ЛИТЕРАТУРА

1. Shamanin I. V., Grachev V. M., Chertkov Y. B., Bedenko S. V., Mendoza O., Knyshchev V. V. Neutronic properties of high-temperature gas-cooled reactors with thorium fuel // *Annals of Nuclear Energy*, 2018, 113, pp. 286—293.
2. Мендоса Кирос О., Каренгин А. Г., Новоселов И. Ю., Шаманин И. В. Определение теплофизических свойств композиционного материала с использованием различных моделей // *Фундаментальные проблемы современного материаловедения*. — 2017 — Т. 14 — № . 2. — С. 178—183.

¹Работа поддержана Российским научным фондом (Грант № 18-19-00136 от 18.04.2018).

СИНТЕЗ НАНОРАЗМЕРНЫХ ПОРОШКОВ ZrO_2 И Y_2O_3 В УСЛОВИЯХ ВОЗДУШНОЙ ПЛАЗМЫ ВЧФ-РАЗРЯДА

Алюков Е. С., Новоселов И. Ю.,
Научный руководитель: Новоселов И. Ю.

ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский
Томский политехнический университет», 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: john.judo@mail.ru

Существует два основных варианта обращения с отработавшим ядерным топливом: хранение и переработка. Первый способ, который бывает двух типов: сухое хранение в вентилируемых помещениях и влажное под водой — более дешевое. Однако переработка, хоть и предполагает серьезные денежные и энергозатраты, является более современной и экологичной.

Применяемая технология переработки ядерного топлива основана на PUREX-процессе. После экстракции урана и плутония в образующемся растворе остаются редкие элементы: иттрий, цирконий и др. После переработки в плазме таких растворов можно получать нанопорошки оксидов данных элементов, которые широко востребованы в промышленности.

Для получения таких порошков из нитратных растворов перспективным является применение низкотемпературной плазмы [1]. Однако плазменная обработка растворов требует значительных энергозатрат (до 4 МВт·ч/т). Существенное снижение энергозатрат (до 0,1 МВт·ч/т) может быть достигнуто при обработке растворов в виде водно-солеорганических композиций (ВСОК).

В данной работе на первом этапе был произведен расчет составов ВСОК на основе этанола, имеющие низшую теплотворную способность не менее 8,4 МДж/кг и адиабатическую температуру горения около 1200 °С. На втором этапе были проведены экспериментальные исследования процесса на лабораторном стенде, в результате которых получены опытные партии порошков ZrO_2 и Y_2O_3 .

На третьем этапе был произведен анализ порошков: проведены СЭМ, ПЭМ, БЭТ-анализ, РФА. Результаты анализов установили основные свойства порошков и показали, что частицы имеют размер до 100 нм, что позволяет отнести их к наноразмерным.

ЛИТЕРАТУРА

1. Новоселов И. Ю., Подгорная (Шахматова) О. Д., Шлотгауэр Е. Э., Каренгин А. Г., Кокарев Г. Г. Плазменная утилизация и магнитная сепарация модельных отходов переработки отработавшего ядерного топлива // Известия вузов. Физика. — 2014. — Т. 57 — № 2/2. — С. 26—30.

АНАЛИЗ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПАТЭС

Ахременков Б. В., Созонтов А. А.

*Государственный университет управления,
109542, г. Москва, Рязанский проспект, 99
e-mail: Andrey-sozontov@yandex.ru, kinugasaki@gmail.ru*

На данный момент существуют регионы, в которых имеются проблемы разного характера, связанные с недостатком производственных энерго мощностей. Среди таких регионов можно выделить прибрежные зоны Крайнего севера и Дальнего востока, в частности города Дудинка, Певек и Вилючинск.

В связи с этим, АО «Концерн Росэнергоатом» разработал и реализовал проект плавучей атомной электростанции «Академик Ломоносов». Он предназначен для работы в составе плавучей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС) и представляет собой новый класс энергоисточников на базе российских технологий атомного судостроения. Представленная ПАТЭС будет использована в городе Певек, в связи с выводом из эксплуатации Билибинской АЭС и Чаунской ТЭЦ.

Данная электростанция обладает следующими уставными характеристиками: электрическая мощность — 70 МВт; тепловая мощность — 50 Гкал/ч. Срок эксплуатации составляет более 36 лет. Также, ПАТЭС «Академик Ломоносов» способна производить опреснение морской воды (от 40—240 м³).

Стоимость данного проекта составляет 16,5 млрд рублей, в которую входит строительство, оборудование, реакторная установка, создание специальных береговых сооружений для швартовки судна. Тем не менее, заявленная стоимость 1 кВт*ч составляет 1,5 рубля, что намного меньше, чем на ТЭС в районах Крайнего севера.

Технологии, которые задействовало при строительстве ОКБМ им. Африкантова уже доказали свою надежность в атомном машиностроении. Из этого следует, что шанс возникновения внештатной ситуации вследствие любых природных катаклизмов сведен к минимуму. Применение данной технологии может быть актуально для островных государств, которые не имеют собственных источников топлива или их запасы незначительны.

ЛИТЕРАТУРА

1. Официальный сайт «Росатома». URL: <http://www.rosatom.ru/journalist/news> (дата обращения: 24.09.2018).
2. Сайт «Энергобаза». URL: <https://energybase.ru/power-plant> (дата обращения: 24.09.2018).

ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ОЦЕНКА ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ СЛОЖНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТИПОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Бабаев Р. Г., Каренгин А. А., Новоселов И. Ю.
Научный руководитель: Каренгин А. Г., к. ф.-м. н., доцент

*ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский
Томский политехнический университет», 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: bobontuber@inbox.ru*

Керамическое ядерное топливо (ЯТ) из диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, наряду с достоинствами имеет ряд существенных недостатков: низкая теплопроводность, высокая хрупкость и склонность к растрескиванию, короткий цикл использования, ограниченный ресурс изотопа уран-235.

Перспективным является создание дисперсионного ядерного топлива (ДЯТ), содержащего включения из оксидов делящихся материалов (U, Th, Pu) и матрицу из оксидов металлов (Be, Mg) с высокой теплопроводностью и низким резонансным поглощением нейтронов, которое отличается отсутствием прямых контактов между частицами делящегося материала и обладает высокой теплопроводностью, радиационной стойкостью и др. [1].

Однако традиционные технологии получения сложных оксидных композиций для ДЯТ из водных нитратных растворов имеют ряд серьезных недостатков: многостадийность, необходимость использования химических реагентов, высокую стоимость.

К преимуществам применения воздушной плазмы для синтеза сложных оксидных композиций из водно-органических нитратных растворов (ВОНР) следует отнести: одностадийность, низкие энергозатраты, возможность активно влиять на размер и морфологию частиц, гомогенное распределение фаз [2].

По результатам расчетов определены оптимальные составы растворов ВОНР и режимы их обработки, обеспечивающие прямой плазмохимический синтез в воздушной плазме сложных оксидных композиций требуемого состава. Проведена оценка теплопроводности этих композиций.

ЛИТЕРАТУРА

1. Алексеев С. В., Зайцев В. А., Толстоухов С. С. Дисперсионное ядерное топливо. — М. : Техносфера, 2015. — 248 с.
2. Novoselov I. Yu., Karengin A. G., Babaev R. G. Simulation of Uranium and Plutonium Oxides Compounds Obtained in Plasma // AIP Conference Proceedings. — 2018. — V. 1938. — P. 1—5.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ВОЛНЫ ГОРЕНИЯ В СВС В ИНТЕРМЕТАЛЛИДНЫХ СИСТЕМАХ

Балачков М. М., Пермикин А. А.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: mmb2@tpu.ru

В настоящее время в качестве топлива для ядерных реакторов применяют диоксид урана. Данное соединение имеет малый коэффициент теплопроводности, что отрицательно влияет на её прочность [1]. Одним из способов решения данной проблемы является использование дисперсионного ядерного топлива. Обычно дисперсионное топливо изготавливается традиционными методами порошковой металлургии, но они имеют несколько недостатков. Этим недостатком лишён метод СВС.

В процессе СВС существуют сложные зависимости фазообразования от температуры протекания реакции, поэтому для предсказания свойств синтезируемых материалов необходимо построить математическую модель протекания СВ-синтеза.

Волна горения будет распространяться от верха образца до его низа, примем, что СВС происходит в вакууме и нижний торец образца теплоизолирован [2], а в начальный момент времени образец прогрет равномерно. Уравнение теплопроводности с граничными и начальными условиями примет вид:

$$\frac{\partial u}{\partial t} - \alpha^2 \cdot \frac{\partial^2 u}{\partial z^2} = \frac{\delta(z)}{c}; \quad \lambda \cdot \frac{\partial u}{\partial z} \Big|_{z=H/2} = \varepsilon \cdot \sigma_B \cdot (u^4 - u_c^4); \quad \lambda \cdot \frac{\partial u}{\partial z} \Big|_{z=-H/2} = 0;$$
$$u|_{t=0} = u_0; \quad \delta(z) = \begin{cases} Q, & z = H/2 - v \cdot t; \\ 0, & z \neq H/2 - v \cdot t; \end{cases} \quad z \in [-H/2; H/2], \quad (1)$$

где λ — коэффициент теплопроводности; u — температура среды; ε — степень черноты тела; σ_B — постоянная Стефана-Больцмана; u — функция температуры; u_0 — начальная температура тела; α — коэффициент температуропроводности; H — высота образца; v — скорость распространения волны горения; Q — источник тепла

ЛИТЕРАТУРА

1. Бойко В.И. Топливные материалы в ядерной энергетике: учебное пособие / В.И. Бойко, Г.Н. Колпаков, О.В. Селиванникова. — Томск : Изд-во Томского политехнического ун-та, 2008. — 186 с.
2. Зимин В.П. Изображение и анализ граничных условий для уравнения теплопроводности на фазовых плоскостях / В.П. Зимин // Известия Томского политехнического ун-та. — 2011. — Т. 318. — № 4. — С. 29—33.

ИЗМЕРЕНИЕ ПРОБ ВОДЫ С ПОМОЩЬЮ ДЕТЕКТОРА РАДОНА RAD H2O

Бергман В. Д.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина,30
e-mail: vdb5@tpu.ru*

На сегодняшний день неразрушающий метод анализа материалов играет важную роль в различных областях науки, в том числе и в области ядерных технологий. Другие методы измерений материалов связаны с отбором пробы материала и ее анализом с помощью процедур разрушающего химического анализа. Неразрушающий анализ позволяет устранить необходимость этого пробоотбора, снижается облучение оператора и выполняется намного быстрее, чем химический анализ.

Одним из приборов неразрушающего анализа является детектор DURRIDGE RAD7 (Radiation Assessment Detector), а также широкий выбор вспомогательного оборудования к нему. Одним из них является RAD H₂O, который используется для измерения концентрации радона в образцах воды.

Целью данной работы является освоение методики и проведение проб воды из экспедиции, проведенной в 2017 году на губе Буор-Хая, заливе в южной части моря Лаптевых, к юго-востоку от дельты реки Лена при помощи данного детектора.

В исследовании использовались пробы воды, взятые на различной глубине. Для каждого образца проводились отдельные серии измерений концентрации радона, которые проводились по 12 циклов, каждый из которых составлял 5 минут. Далее для каждой пробы результаты измерений были выведены на ПК, затем проанализированы.

В результате данной работы была освоена методика измерений, а так же проведен анализ проб воды на содержание в ней радона и его дочерних продуктов распада. Согласно НРБ-99/2009, значения концентрации радона в образцах воды не превышает минимальные допустимые значения концентрации радона в воде.

ЛИТЕРАТУРА

1. Бойко В. И., Кошелев Ф. П. Ядерные технологии в различных сферах человеческой деятельности. Учебное пособие. — Томск: Изд-во ТПУ, 2006. — 342с.
2. Постановление главного государственного санитарного врача Российской Федерации: СанПиН 2.6.1.2523-09 Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009.

ПРОГРАММНОЕ СРЕДСТВО АВТОМАТИЧЕСКОГО СОЗДАНИЯ РАСЧЕТНОГО КОДА МСУ ДЛЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА ЯР

Варламов И. А., Смольников Н. В., Чурсин С. С.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: ivanvarlamov199742@gmail.com*

Развитие ядерной энергетики в XXI-ом веке делает вызов экспериментальному обоснованию тех или иных инженерных решений в области реакторной физики.

На сегодняшний день благодаря постоянному росту вычислительных мощностей становится экономически приемлемым нейтронно-физический расчет ЯР с помощью различных статистических методов. Пакет программ МСУ, реализующий в себе метод Монте-Карло, позволяет производить нейтронно-физический расчет ЯР любой геометрической конфигурации с высокой точностью.

Для учета аксиальных и радиальных неравномерностей потока, тепловыделения, наработки нуклидов и выгораний топлива возникает необходимость разделения объекта на зоны. Пакет программ МСУ не представляет интерфейса для проведения подобного рода действий, вследствие этого пользователь вынужден прописывать в расчетном коде вручную геометрический модуль, состоящий из большого количества строк.

Исходя из выше сказанного предлагается программное средство, написанное на языке C#, предоставляющее удобный интерфейс для автоматического написания геометрического, материального и модуля выгорания некоторых действующих ЯР. Это позволит уменьшить время написания кода для нейтронно-физического расчета ЯР и количество возникающих ошибок при написании геометрического и материального модулей.

ЛИТЕРАТУРА

1. Кольчужкин А. М. Метод Монте-Карло в теории переноса излучений. Учебное пособие. — Томск : ТПУ, 2003. — 104 с.
2. Павловская Т. А. C#. Программирование на языке высокого уровня: учебник для вузов / Т. А. Павловская. — СПб. [и др.] : Питер, 2015.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

Варламов И. А., Чурсин С. С.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: ivanvarlamov199742@gmail.com*

На сегодняшний день одним из приоритетных направлений развития энергетики является атомная энергетика. Данная отрасль является одной из самых наукоемких, которая требует большого количества экспериментальных данных.

Для проведения большинства экспериментов в области реакторной физики необходимы большие финансовые и временные ресурсы. Избежать высоких затрат и потери большого количества времени на сегодняшний день представляется возможным с помощью современных методов моделирования. Метод Монте-Карло, используемый в пакете программ MCU, является одним из наиболее широко применяемых методов статистического моделирования, позволяющий производить нейтронно-физический расчет ядерных установок, в том числе ядерного реактора ВВЭР-1000.

Одной из основных задач в нейтронно-физическом расчете реактора является определение функции плотности потока нейтронов от энергии, координаты и времени. Эти зависимости имеют сложный нелинейный характер.

Помимо определения плотности потока нейтронов в реакторе ВВЭР-1000 с помощью пакета программ MCU представляется возможным расчет выгорания топлива в зависимости от координаты и времени пребывания топлива в активной зоне, а также запаса реактивности в зависимости от тех же параметров, что и выгорание топлива.

Таким образом, комплексный нейтронно-физический расчет реактора ВВЭР-1000 дает возможность определения таких характеристик, как плотность потока нейтронов, выгорание топлива и коэффициент реактивности. Полученные зависимости помогут произвести оценку возможности оптимизации и модернизации используемых топливных композиций и замены их на более совершенные.

ЛИТЕРАТУРА

1. Кольчужкин А. М.. Метод Монте-Карло в теории переноса излучений : Учебное пособие. — Томск : ТПУ, 2003. — 104 с.

ВЛИЯНИЕ ДЛИТЕЛЬНОГО ПОСЛЕРАДИАЦИОННОГО ОТЖИГА НА МОРФОЛОГИЮ ГИДРИДОВ ЦИРКОНИЯ В ОБОЛОЧКАХ ТВЭЛОВ ВВЭР-1000

Галяутдинова Р.Р.

*Димитровградский инженерно-технологический институт НИЯУ МИФИ,
433511, г. Димитровград Ульяновской обл., ул. Куйбышева, 294. rigi_2d@mail.ru*

Оболочки твэлов из циркониевого сплава Э110 в процессе эксплуатации в реакторе ВВЭР-1000 поглощают водород с образованием гидридов циркония, наблюдаемых в микроструктуре сплава. Представляет интерес определить изменение морфологии этих гидридов под влиянием термических испытаний, моделирующих режим сухого хранения твэлов ВВЭР-1000. Малая удельная длина гидридов, достигающая величины $4,4 \cdot 10^3$ мкм-1, коррелирует с низким содержанием водорода ($<0,01\%$) на исследуемых участках оболочки, определяемым её коррозией в теплоносителе. Длительные (до 468 сут) термические испытания при температуре 380°C не привели к существенному изменению удельной длины гидридов.

Ориентация гидридов в поперечном сечении оболочек преимущественно тангенциальная, но близка к хаотичной (их доля не превышает 58%). Доля гидридов с аксиальной ориентацией (в продольном сечении) не ниже 78%. Такая ориентация связана с отношением деформации по толщине стенки оболочки к деформации по её диаметру при производстве оболочечных труб [1]. После термических испытаний существенного изменения ориентации гидридов не обнаружено, что может быть связано с низкими (<70 МПа [2]) растягивающими тангенциальными напряжениями в оболочке.

Полученные характеристики по изменению морфологии гидридной фазы в оболочках твэлов при длительном отжиге находятся в зоне допустимых значений параметров обращения с топливом ВВЭР-1000, и существенного влияния на снижение безопасности и надёжности его сухого хранения не оказывают.

ЛИТЕРАТУРА

1. Займовский А. С. Циркониевые сплавы в атомной энергетике / А. С. Займовский, А. В. Никулина, Н. Г. Решетников. — М. : Энергоатомиздат, 1981. — 232 с.
2. Кулаков Г. В. Анализ влияния напряжённо-деформированного состояния облужённых оболочек твэлов из циркониевых сплавов на ориентацию гидридов / Г. В. Кулаков, А. В. Ватулин, Ю. В. Коновалов [и др. р.] // Атомная энергия. — 2017. — Т. 122, Вып. 2. — С. 73—77.

РАСЧЁТ ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВК-300

Глушкова Д. А., Боярский М. С., Козлов С. Е.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: sek9@tpu.ru

Ядерный реактор ВК-300 является кипящим реактором малой мощности (300 МВт), проект которого основан на освоенном промышленностью реакторе ВВЭР-1000 [1]. Основные параметры реактора приведены в таблице 1.

Таблица 1

Параметры реактора ВК-300 [1]

Номинальная тепловая мощность реактора, МВт	750
Температура пара на выходе из реактора, °С	285
Давление пара на выходе из реактора, атм.	70
Температура питательной воды, °С	190
Обогащение топлива, %	4,0

Нейтронно-физический расчёт и расчёт длительности кампании ядерного топлива производился в программе WIMS-D5, его результаты приведены на рисунке 1.

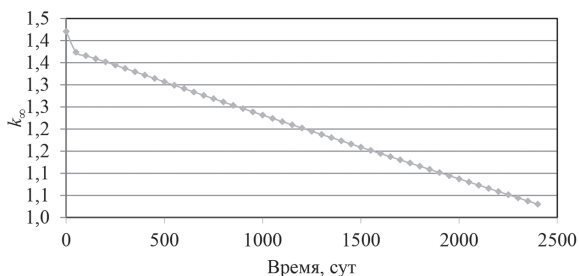


Рисунок 1. Изменение коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде во времени

Из рисунка 1 видно, что кампания ядерного топлива для реактора ВК-300 превышает 2000 эффективных суток.

ЛИТЕРАТУРА

1. Кузнецов Ю.Н. Реакторная установка ВК-300 для региональной когенерационной энергетики / Ю.Н. Кузнецов, К.Э. Колесников // Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики / под ред. акад. РАН А.А. Саркисова. — М.: Академ-Принт, 2015. — Т. 2. — С. 232—239.

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ ОЦЕНКИ ЭКОНОМИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОТРАБОТКИ БЛОКА СПОСОБОМ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ

Гончарова Н. А., Валитов С. Н., Гуцул М. В., Носков М. Д.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: aleksandrovad270@mail.ru*

Снижение себестоимости добычи урана является одним из путей повышения экономической эффективности отработки эксплуатационных блоков способом скважинного подземного выщелачивания. Снижение себестоимости добычи можно добиться благодаря выбору наиболее эффективных схем вскрытия залежей и выбору оптимальных режимов работы эксплуатационных блоков. Для решения этих задач целесообразно применять информационные системы, построенные на экономико-математической модели работы эксплуатационного блока.

В настоящей работе представлено программное обеспечение, позволяющее проводить анализ экономических показателей работы действующих и проектируемых эксплуатационных блоков. На основе экономико-математической модели, учитывающей эксплуатационные затраты на отработку и капитальные затраты на сооружение блока, проводился расчет финансово-экономических показателей. Исходными данными для расчета являются геотехнологические показатели, технологические, геотехнологические и экономические параметры, которые пользователь может ввести вручную или загрузить из базы технологических данных. Визуализация рассчитанных финансово-экономических показателей осуществляется в виде таблиц, круговых диаграмм и гистограмм.

Применение программного обеспечения на геотехнологическом предприятии по добыче урана позволит рассчитать и проанализировать суммарные затраты на сооружение и оснащение блока, затраты реагентов, электричество на добычу урана и транспортировку растворов, а также период амортизации и себестоимость готового продукта при различных условиях отработки эксплуатационных блоков.

ФОРМИРОВАНИЕ ПОПЕРЕЧНОГО ПРОФИЛЯ ЭЛЕКТРОННЫХ ПУЧКОВ ЗАДАННОЙ КОНФИГУРАЦИИ С ПОМОЩЬЮ ПЛАСТИКОВЫХ ИЗДЕЛИЙ

Григорьева А. А.¹, Красных А. А.¹, Милойчикова И. А.^{1,2},
Черепенников Ю. М.¹, Стучебров С. Г.¹

¹Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30,

²НИИ онкологии Томского НИМЦ, 634028 г. Томск, ул. Савиных, 12/1

e-mail: anngrigorievabr@gmail.com

В настоящее время в лечении злокачественных новообразований различных локализаций получил широкое применение метод интраоперационной лучевой терапии. Данный вид терапии заключается в подведении к опухоли высокой однократной дозы ионизирующего излучения непосредственно во время оперативного вмешательства [1]. Для проведения таких процедур необходимо планировать сложно сформированные поля, для того чтобы исключить возможность переоблучения критических органов, расположенных близко к опухоли.

Применение метода быстрого и точного изготовления изделий сложной конфигурации для формирования электронных пучков позволит избежать возможности переоблучения и дополнительных актов хирургического вмешательства. Таким решением может стать применение методов быстрого прототипирования [2].

Работа направлена на исследование возможности применения полимерных изделий, изготовленных с помощью современных технологий трехмерной печати, для задач формирования полей облучения.

В рамках данной работы был проведен эксперимент по формированию поля электронного пучка на бетатроне МИБ-6Э с помощью полимерного изделия. Были получены поперечный профиль сформированного пучка и глубинное распределение дозы электронов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Завьялов А. А., Мусабаева Л. И., Лисин В. А. и др. Пятнадцатилетний опыт применения интраоперационной лучевой терапии. Сибирский онкологический журнал. 2004; 2—3:75—84.
2. Красных А. А., Милойчикова И. А., Стучебров С. Г. Анализ характера взаимодействия электронных пучков с модифицированным АБС-пластиком. Вестник Национального исследовательского ядерного университета МИФИ. 2017;6(2):108—112. doi: 10.1134/S2304487X17020080

РАЗРАБОТКА МЕТОДА ДИАГНОСТИКИ ПОПЕРЕЧНОГО ПРОФИЛЯ ЭЛЕКТРОННОГО ПУЧКА

Данилова И. Б.¹, Красных А. А.¹, Милойчикова И. А.^{1,2},
Черепенников Ю. М.¹, Стучебров С. Г.¹

¹Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30,

²НИИ онкологии Томского НИМЦ, 634028 г. Томск, ул. Савиных, 12/1

e-mail: irisna2809@gmail.com

Существуют различные методы определения характеристик электронного пучка. Основное внимание в них уделяется геометрическим параметрам, таким как диаметр и угол сходимости. Однако данные параметры не дают полного представления о пространственных характеристиках электронного потока. Для этого необходимо измерять профиль пучка электронов в поперечном сечении. Существующие методы измерения данной характеристики обладают рядом недостатков, таких как низкое разрешение [1], ограниченные дозовые характеристики пучка и наличие расходных материалов, изменяющих свои характеристики в процессе облучения пучком. Поэтому имеется необходимость в разработке метода диагностики, позволяющего измерять профиль потока электронов в поперечном сечении.

В данной работе предложен метод, основанный на математическом моделировании в программном пакете MatLab [2], который позволяет измерять профиль потока электронов в поперечном сечении пучка без использования расходных материалов с пространственным разрешением полученных результатов 1×1 мм. Это потенциально делает его более удобным и менее дорогостоящим, чем большинство существующих аналогов. Дальнейшая работа направлена на оптимизацию устройства сканирования и апробацию метода диагностики профиля пучка электронов в поперечном сечении при помощи излучения Вавилова-Черенкова, генерируемого в диэлектрическом материале, на клиническом пучке электронов.

ЛИТЕРАТУРА

1. StarTrack Detector with OmniPro Advance Software [Электронный ресурс]. — Режим доступа: <http://www.meditron.ch/radiation-therapy/index.php/hikashop-menu-for-categories-listing/product/84-startrack-detector-with-omnipro-advance-software>.

2. Милойчикова И. А., Данилова И. Б., Стучебров С. Г. Метод измерения распределения плотности потока электронов в поперечном сечении пучка на основе математической реконструкции // Перспективы развития фундаментальных наук: сборник научных трудов XIII Международной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, Томск, 26—29 Апреля 2016. — Томск: ТПУ, 2016 — Т. 1. Физика — С. 175—177.

АНАЛИЗ МАТЕРИАЛОВ ДЕТЕКТОРА ПРЯМОГО ЗАРЯДА

Зайцев Е. В.

ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск Челябинской обл., пр-т Ленина, 31

Эксплуатация реакторов требует оперативного контроля основных нейтронно-физических параметров активной зоны. Эта задача возложена на систему внутриреакторного контроля (СВРК). СВРК разработана для контроля мощности реактора и восстановления поля значений энерговыделения в активной зоне. Контроль мощности основан на определении нейтронной и тепловой мощности реактора. Для определения нейтронно-физических параметров активной зоны используются датчики на основе детектора прямого заряда (ДПЗ).

Детектор прямого заряда состоит из эмиттера, коллектора, изолятора и линии связи и представляет собой генератор тока, у которого непосредственно измеряется ток короткого замыкания. Использование ДПЗ в режиме короткого замыкания определяет целый ряд преимуществ этого метода. К ним относятся значительное снижение требований к сопротивлению изоляции детектора, что позволяет использовать ДПЗ при высоких температурах, и относительно малое влияние помех на работу низкоомного измерительного прибора.

На данный момент на действующих АЭС в качестве материала эмиттера ДПЗ применяется родий, цена которого в 170 выше, чем у ванадия. Применение родия аргументируют лишь его удельной чувствительностью (чувствительностью единицы материала), которая на порядок больше, чем у ванадия. Но чувствительность всего ДПЗ — другая величина, зависящая от нескольких параметров. Если применить ванадий, то можно добиться той же чувствительности, что и в применяемых ныне ДПЗ на АЭС, за счет увеличения количества материала эмиттера (увеличить диаметр эмиттера).

На данный момент диаметр эмиттера родиевых ДПЗ составляет 0,5 мм, а для ванадиевых ДПЗ сделать его, допустим, 2 мм — оптимальный диаметр нужно подобрать путем построения математической модели ДПЗ и проведения экспериментов.

ЗАЩИТНЫЕ РАДИАЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ, ПОЛУЧЕННЫЕ САМОРАСПРОСТРАНЯЮЩИМСЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫМ СИНТЕЗОМ

Закусилов В. В.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30, e-mail: vvzakusilov@tpu.ru*

Активное внедрение ядерных технологий в науку, энергетику и медицину создало потенциальную угрозу радиационной опасности для человека и окружающей среды, спровоцировав поиск эффективных защитных материалов и способов получения.

Наибольшую опасность представляют нейтронное и гамма-излучение ввиду своей высокой проникающей способности. Эффективная защита от потоков гамма-квантов, образующихся в результате ядерных реакций, обеспечивается применением материалов с большой плотностью и высоким эффективным атомным номером вещества. Принцип выбора защитного материала от нейтронного излучения основывается на энергии нейтронов. Ослабление потока нейтронного излучения происходит в два этапа: замедление высокоэнергетических нейтронов с помощью реакций рассеяния; поглощение низкоэнергетических нейтронов. Поэтому для эффективной защиты материал должен содержать в своём составе, как лёгкие, так и тяжелые элементы [1, 2].

Материалы, применяемые в качестве экранов для радиационной защиты, должны обладать определенными защитными свойствами, радиационной и химической стойкостью. Одной из перспективных технологий порошковой металлургии, позволяющей получить материалы с заранее заданными свойствами, является СВС.

Для получения защитного материала от нейтронного и гамма-излучения использовалась механически активированная смесь порошков вольфрама и бора. Экспериментальная проверка, защитных свойств полученного материала на основе боридов вольфрама, проводилась при вариации толщины экранов в сравнении с традиционно применяемыми материалами в технике радиационной защиты — свинцом и графитом. Результаты экспериментов указывают на высокую эффективность применения синтезированного материала.

ЛИТЕРАТУРА

1. Гусев, Н. Г. Защита от ионизирующих излучений: учебник для вузов. В 2 т. Т. 1. Физические основы защиты от излучений / Н. Г. Гусев, В. П. Машкович, А. П. Суворов; под общ. ред. Н. Г. Гусева. — 2-е изд., перераб. и доп. — М: Атомиздат, 1980. — 461 с.

СПОТ КАК СИСТЕМА БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Зимнухова Д. И., Иванова М. А.

Государственный университет управления,

109542, г. Москва, Рязанский проспект, 99

e-mail: zimnuhova.d@yandex.ru, Mpten4ik_98@mail.ru

Год назад «Росатом» начал вводить новую систему отвода тепла, которая не допускает разрушения реактора.

СПОТ — система пассивного отвода тепла. Одна из немногих систем безопасности российских энергоблоков поколения 3+, которую видно невооруженным взглядом. Система называется пассивной, так как происходит открытие клапанов за счет перепадов давления, что исключает из работы воздействие оператора, электромагнитных механизмов, электродвигателей и сжатого воздуха. Элементы СПОТ: сначала устанавливаются теплообменники, затем к ним прикрепляются кожухи и воздуховоды, которые, в свою очередь, соединяются с дефлектором на купольной части. Конструкция СПОТ напоминает огромного спрута, от каждого щупальца которого исходит опасность, но это не так. Именно сеть трубопроводов и служит повышению надежности и безопасности АЭС.

Принцип работы: во время аварийной ситуации, когда реактор напоминает кастрюлю с бурно кипящей водой, а образующийся пар грозит сорвать плотно закрытую крышку, СПОТ устраняет эту опасность. За счет естественной циркуляции воздуха в трубопроводах система начинает охлаждать пар, заставляя его превратиться в воду. Та в свою очередь стекает обратно в реактор, чтобы снова закипеть.

Этот процесс идет беспрерывно и решает одну из главных задач при внештатной ситуации — отводит тепло от активной зоны реакторов, предотвращая ее разрушение. Следует отметить, что в условиях отсутствия всех источников электроснабжения СПОТ призвана обеспечивать длительный отвод тепла в атмосферу от активной зоны реакторы.

Специалисты отмечают, что если бы на энергоблоках АЭС Фукусима-1 были подобные системы, то аварии можно было бы избежать. Сейчас «Росатом» уже внедряет СПОТ на всех строящихся энергоблоках как в России, так и за рубежом.

ЛИТЕРАТУРА

1. Сайт Росатома. URL: <http://www.rosatom.ru/journalist/news> (дата обращения — 19.09.2018).
2. СПОТ: Впервые в России. URL: <http://www.atomic-energy.ru/news/2014/09/30/51842> (дата обращения — 19.09.2018).

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРИМЕНЕНИЯ ДИСПЕРСИОННОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ IV ПОКОЛЕНИЯ

Зорькин А. И., Сабитова Р., Кузнецова М. Е., Украинец О. А.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет
Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30, 634050
E-mail: aiz4@tpu.ru*

В настоящее время большое внимание уделяется поиску новых видов топливных композиций для атомных станций малой мощности и развития технологий его изготовления. К инновационному можно отнести направление, связанное с использованием топлива дисперсионного типа таких керамических соединений как: $(Th, Pu)O_2$, $(Th, Pu)C$, $(Th, Pu)N$.

Актуальность смешанного торий-плутониевого топлива заключается в высокой эффективности использования ядерного материала и высокого воспроизводства вторичного ядерного горючего [1—2]. В результате кампания одной топливной загрузки значительно увеличивается.

Целью работы являлось проведение сравнений перспективных керамических топливных композиций дисперсионного типа с точки зрения эффективности его применения в реакторной установке малой мощности.

Приведены результаты нейтронно-физических исследований керамического дисперсионного ядерного топлива при длительном режиме эксплуатации.

ЛИТЕРАТУРА

1. I. Shamanin, S. Bedenko, Y. Chertkov, I. Gubaydulin. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design // *Advances in Materials Science and Engineering*, Vol. 2015, Article ID 392721, 8 pages, doi:10.1155/2015/392721.
2. Shamanin I.V., Grachev V.M., Chertkov Y.B., Bedenko S.V., Mendoza Quiroz O. —, Knyshev V.V. Neutronic properties of high-temperature gas-cooled reactors with thorium fuel // *Annals of Nuclear Energy*. — 2018 — Vol. 113. — p. 286—293.
3. Bedenko S., Shamanin I., Grachev V., Knyshev V., Ukrainets O., Zorkin A. // *Neutron radiation characteristics of the IVth generation reactor spent fuel AIP Conference Proceedings Volume 1938*, 14 March 2018, Номер статьи 020001.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОХОЖДЕНИЯ ЭЛЕКТРОНОВ ЧЕРЕЗ ПОЛИМЕРНЫЕ ОБРАЗЦЫ, ИЗГОТОВЛЕННЫЕ МЕТОДАМИ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ

Исмаилова А. А.¹, Красных А. А.¹, Милойчикова И. А.^{1,2},
Черепенников Ю. М.¹, Стучебров С. Г.¹

¹Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30,

²НИИ онкологии Томского НИМЦ, 634028 г. Томск, ул. Савиных, 12/1

e-mail: aai40@tpu.ru

Несмотря на положительную динамику развития современной медицины, онкологические заболевания все еще являются причиной преждевременной смерти пациентов [1]. Существует множество методов по борьбе с различными видами онкологических заболеваний, в том числе и лучевая терапия электронными пучками. Однако существует проблема, связанная с доставкой оптимальной дозы в очаг новообразования, которую можно минимизировать, используя при планировании лучевой терапии индивидуальные фантомы, изготовленные методами трехмерной печати.

В данной работе проводилось исследование по прохождению электронов через образцы, изготовленные при помощи устройств трехмерной печати с различными коэффициентами заполнения: от 10 до 100 % (SBS пластик) и от 75 до 100 % (PLA пластик). Эксперимент проводился с помощью бетатрона MIB-6E, генерирующего малый электронный пучок с энергией 6 МэВ [2]. В качестве детектора использовались предварительно откалиброванные полимерные пленки GafChromic EBT3 [3]. В результате измерения профилей электронных пучков после прохождения через полимерные образцы, была выявлена особенность распределения дозы от коэффициента заполнения и вида пластика.

ЛИТЕРАТУРА

1. Чойнзонов Е. Л. и др. Заболеваемость злокачественными новообразованиями в регионе Сибири и Дальнего Востока. Состояние онкологической службы и пути ее улучшения // Сибирский научный медицинский журнал. — 2004. — № 2.
2. Novikov V. A. et al. Intraoperative radiotherapy in combined treatment of sinonasal malignant tumors // AIP Conference Proceedings. — AIP Publishing, 2017. — Т. 1882. — № 1. — С. 020054.
3. Sipilä P. et al. Gafchromic EBT3 film dosimetry in electron beams — energy dependence and improved film readout // Journal of applied clinical medical physics. — 2016. — Т. 17. — № 1. — С. 360—373.

ПРОРЫВНЫЕ СРЕДСТВА ПЕРЕДВИЖЕНИЯ РОССИИ: СТРУННЫЙ ТРАНСПОРТ (ЭКОТЕХНОАТОМРЕШЕНИЕ)

**Калашников Ф. Е., Попов С. А., Зульфугаров З. А.,
Екимова И. А., Тимофеева Л. П.**

*Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение
высшего образования «Сибирский государственный медицинский
университет» 634050, г. Томск Томской обл., ул. Московский тракт, 2
e-mail: kaf.himii@mail.ru*

Каждая страна ищет свою экономическую нишу, свою специализацию. США делает ставку на высокие информационные технологии и развитие банковской системы; Япония, Корея, Индонезия — на сложную электронику; Финляндия — на средства мобильной связи; Шотландия — на виски; Китай — на сборочные цеха (“Ателье мира”). Что может предложить глобализированному миру только Россия? Наиглавнейшая проблема планеты — транспорт и коммуникации. И только Россия на сегодняшний день обладает теоретической и экспериментальной базой для создания совершенно нового вида транспорта — струнного, предложенного нашим соотечественником А. Э. Юницким (СТЮ). Авиационный, железнодорожный, автомобильный и морской виды транспорта имеют малые скорости движения, выбрасывают с атмосферу вредные вещества, изымают большие площади под свою транспортную систему, потребляют много энергии. А струнные дороги быстры, экологичны, безопасны, дешевы, малоэнергозатратные. СТЮ представляет собой специальный автомобиль (модуль) на стальных колёсах, размещённый на рельсах-струнах. Рельсы-струны установлены на опорах: промежуточных и анкерных. Источниками энергии для СТЮ могут быть: тепло, ветро- и гидрогенераторы, солнечные батареи. Энергетический блок может быть выполнен в виде мини-АЭС, что обеспечит бесперебойную подачу электроэнергии для СТЮ. Элементы СТЮ можно делать уже на имеющихся в России заводах и фабриках. Рабочих и сотрудников не надо переучивать. Модули могут производиться миллионами штук. Сетка новых трасс ляжет на громадные территории Сибири, Дальнего Востока, Арктики. Соединяя Европу, Азию, Юг и Север в единую скоростную транспортную сеть, Россия может зарабатывать огромные деньги на транзите грузов через её просторы. СТЮ — прорывная инновационная технология (и экономика), созданная в России.

Проект выполнен при поддержке Общественного Совета Госкорпорации «Росатом» и Межрегиональной общественной экологической организации «Гринлайф» (г. Москва).

ОЦЕНКА РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ СРЕДЫ НА БАЗЕ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300

Калиновский Ю. А., Прец А. А.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: yura020497@gmail.com*

БРЕСТ — ядерный реактор четвертого поколения, разрабатывается для атомных электростанций высокой безопасности и экономичности и фактически является прообразом ядерной энергетики будущего. БРЕСТ — энергоблок с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем и монокристаллическим уран-плутониевым топливом. Достоинствами реактора, в частности, являются естественная радиационная безопасность, нераспространение ядерного оружия ввиду отсутствия наработки оружейного плутония, выжигание младших актиноидов, а также возможность реализации замкнутого топливного цикла.

Активная зона собрана из бесчехловых ТВС, имеющих в сечении квадратную форму. Решетка ТВС включает 121 квадратную ячейку (11x11), из которых 114 заняты стержневыми твэлами, а 7 крепежными трубами, образующими вместе с дистанционирующими решетками каркас ТВС.

В работе рассмотрена конструкция реактора БРЕСТ-ОД-300 изучен анализ конструктивных особенностей и эксплуатационных параметров реактора. Введены поправки на резонансную самоэкранировку. В ходе решения системы многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным способом определен спектр плотности потока нейтронов. Определен эффективный коэффициент размножения равный 1.0275, полученное значение сопоставимо с действительностью.

ЛИТЕРАТУРА

1. Бойко В. И., Шидловский В. В., Мещеряков В. Н., Шаманин И. В., Кошелев Ф. П., Демянюк Д. Г. Перспективные ядерные топливные циклы и реакторы нового поколения: учебное пособие; Томский политехнический университет. — Томск: Изд-во ТПУ, 2009. — 518 с.
2. Bulkin S. Yu., Lemekhov V. V., Sila-Novitsky A. G., Smirnov V. S., Research and development for demonstration of fuel performance in the BREST-OD-300 core // IAEA technical meeting: Design, manufacture and in-pile behavior of fast reactor fuel (May 30 — June 3, 2011, Obninsk) — Obninsk, 2011. — pp. 75—81.

ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ СПЕКТРОСКОПИИ В КЛИНИЧЕСКОЙ МЕДИЦИНЕ

Карельский И. Д., Ханбиков Р. З.

*Димитровградский инженерно-технологический институт НИЯУ МИФИ,
433503, г. Димитровград, Ульяновская обл., ул. Куйбышева 294
e-mail: karelskiya@gmail.com*

В клинической медицине существует неопределенность нахождения пучка протонов в теле пациента при облучении опухоли. Она заключается в определении тормозящей способности ткани вдоль пути пучка, которая влияет на изображение, полученное при помощи компьютерной томографии, и потенциале ионизации ткани человека. Кроме того, на нее влияют ошибки расположения пациента при проведении спектроскопии и анатомические изменения человека. Данная работа построена на результатах анализа литературных источников, а также сети интернет. Целью данной работы является постановка требований для корректного применения спектроскопии при лечении опухоли. Для обеспечения полного охвата опухоли необходимы качественное планирование лечения и определение разумных безопасных границ. Существуют различные способы решения этой неопределенности. Они не подходят по различным причинам: недостаточное обеспечение безопасности пациента, невозможность постоянного применения. Было предложено использовать гамма-лучи, возникающие в результате протон-ядерных взаимодействий с тканями. Фактически, мгновенное гамма-излучение с длительностью менее 10^{-11} с, позволяет проводить контроль выпущенных протонов. Благодаря высокой энергии, обычно несколько МэВ, гамма-лучи проходят тело человека насквозь и могут быть детектированы снаружи. Но для успешного применения система должна удовлетворять нескольким требованиям. Должна быть известна достаточная интенсивность излучения, способная обеспечить дозу в 1 Гр. Также должно быть известно соотношение между полученным гамма-излучением и «накопленными» протонами для уменьшения систематической ошибки.

ЛИТЕРАТУРА

1. Коваленко А. А., Елисеев А. А. Спектроскопия комбинационного рассеяния // Методическая разработка Московского государственного университета имени М. В. Ломоносова факультета наук о материалах. — 2011. — С. 37.

EVALUATION OF THE PERSPECTIVES OF HIGH-TEMPERATURE TECHNOLOGY FOR DECENTRALIZED REGIONS OF THE COUNTRY²

**Knyshev V. V., Shamanin I. V., Bedenko S. V., Lutsik I. O.,
Karengin A. G., Zorkin A. I.**

*School of Nuclear Science & Engineering, National Research Tomsk Polytechnic
University, 634050, Russia, Tomsk, Ave. Lenina, 30
e-mail: vvk28@tpu.ru*

In [1, 2], the authors carried out studies of the physics of a high-temperature gas-cooled thorium reactor facility (HGTR, Tomsk) of low power. For this installation, the optimum configuration of the active zone and the material composition of nuclear fuel have been determined.

The reactor investigated in [1] can operate at least 3000 effective days at a power of 60 MW. The peculiarities of this installation are that in addition to the production of heat and electric energy, as well as hydrogen, the modification of the HGTR active zone is possible within the framework of the concept proposed by the staff of the Institute of Nuclear Physics of the SB RAS, Novosibirsk [3]. According to this concept, the near-axis part of the active zone is replaced by a long magnetic trap [3] with a high-temperature plasma, which ensures the generation of thermonuclear neutrons (DD-, DT-neutrons).

At the moment, calculated neutron-physical studies of various options for loading the HGTR active zone have been performed. The calculations were performed using verified calculation codes WIMS-D5B, MCNPX2.6.0, MCU5TPU and evaluated nuclear data libraries.

REFERENCES

1. Shamanin I. V., Grachev V. M., Chertkov Y. B., Bedenko S. V., Mendoza O., Knyshev V. V. Neutronic properties of high-temperature gas-cooled reactors with thorium fuel // *Annals of Nuclear Energy*, 2018, 113, pp. 286—293.
2. Shamanin, I., Bedenko, S., Chertkov, Y., Gubaydulin, I. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design // *Advances in Materials Science and Engineering*, 2015, № 392721.
3. Arzhannikov A. V., Anikeev A. V., Beklemishev A. D., Ivanov A. A., Shamanin I. V., Dyachenko A. N., Dolmatov O. Yu. Subcritical assembly with thermonuclear neutron source as device for studies of neutron-physical characteristics of thorium fuel // *AIP Conference Proceedings*, 2016, 1771, № 090004.

²The work was supported by Russian Science Foundation № 18-19-00136 of April 18, 2018.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТА ЙОДНОЙ ЯМЫ В РЕАКТОРЕ РБМК-1000

Козлов С. Е., Боярский М. С., Глушкова Д. А.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: msb10@tpu.ru

Для энергетических реакторов эффект йодной ямы является крайне важным. В данной работе рассматривалось изменение во времени вносимой отрицательной реактивности Xe^{135} при останове реактора РБМК-1000. Отрицательную реактивность, вносимую Xe^{135} , можно рассчитать следующим образом [1]:

$$\rho^{Xe} = -\theta \cdot \frac{\sigma_{Xe} \cdot N^{Xe}}{\sum_a^T} \quad (1)$$

где ρ^{Xe} — отрицательная реактивность, вносимая Xe^{135} ;

θ — коэффициент использования тепловых нейтронов;

σ_{Xe} — микроскопическое сечение поглощения нейтронов Xe^{135} ;

N^{Xe} — ядерная концентрация Xe^{135} ;

\sum_a^T — макроскопическое сечение поглощения топлива.

Концентрация ксенона после останова ядерного реактора изменяется по следующему закону [1]:

$$N^{Xe} = N_{ст}^{Xe} \cdot e^{-\lambda_{Xe} \cdot t} + \frac{N_{ст}^{I}}{1 - \lambda_{Xe} / \lambda_I} \cdot (e^{-\lambda_{Xe} \cdot t} - e^{-\lambda_I \cdot t}), \quad (2)$$

где $N_{ст}^{Xe, I}$ — стационарная ядерная концентрация Xe^{135} и I^{135} соответственно;

λ_{Xe}, I — постоянная распада e^{135} и I^{135} соответственно;

t — время после останова реактора.

Результаты расчёта приведены на рисунке 1.

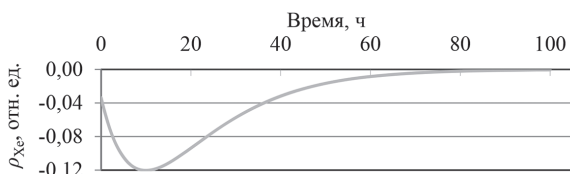


Рисунок 1 — Изменение отрицательной реактивности, вносимой Xe^{135} , после останова реактора

ЛИТЕРАТУРА

1. Нейтронно-физический и теплогидравлический расчет реактора на тепловых нейтронах: Учебное пособие / В.И. Бойко, Ф.П. Кошелев, И.В. Шаманин, Г.Н. Колпак — Томск : Томский гос. ун-т, 2002. — 192 с.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ И ОБОРУДОВАНИЯ ПРОИЗВОДСТВА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Кропачев Е. В., Пищулин В. П.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: messive@yandex.ru*

В настоящее время наиболее перспективным топливом для атомной энергетики является диоксид урана UO_2 с содержанием 4—5 % изотопа ^{235}U . Для того, чтобы обогатить природный уран изотопом ^{235}U используют единственное газообразное соединение урана — гексафторид урана, который в свою очередь является исходным продуктом в методах конверсии для получения диоксида урана.

Методы конверсии разделяют на «сухие» и «мокрые».

«Сухие» методы основаны на пирогидролизе гексафторида урана с последующим или одновременным восстановлением твердых промежуточных продуктов до диоксида урана, при этом диоксид урана получается более низкого качества, по сравнению с «мокрыми» методами.

«Мокрые» методы включают в себя процессы гидролиза гексафторида урана водой или водным раствором нитрата алюминия с последующими процессами экстракции, осаждения, сушки, проковки и восстановлением водородом промежуточных продуктов до диоксида урана и обеспечивают высочайшее качество ядерного топлива.

Технология получения ядерного топлива заключается в следующем: после прохождения через индукционный испаритель обогащенный гексафторид урана переходит в газообразное состояние и поступает в реактор гидролиза, где орошается водным раствором $Al(NO_3)_3$ с последующей экстракционной переработкой с помощью ТБФ (25 %), осаждением полиураната аммония, отделением осадка диураната аммония в центрифугах, его сушкой, проковкой и восстановлением водородом до UO_2 . Готовое вещество охлаждается в шнеке-холодильнике, измельчается и отправляется на склад.

Процесс получения ядерного топлива осуществляется в реакторах растворения, гидролиза, экстракторах, агитаторах, центрифугах и барабанных вращающихся печах.

В ходе работы был изучен процесс получения ядерного топлива из обогащенного гексафторида урана, разработана аппаратурно-технологическая схема процесса, рассчитана и спроектирована экстракционная пульсационная колонна со стабилизацией потоков фаз.

КОНСТРУИРОВАНИЕ ЭКСТРАКЦИОННОЙ ПУЛЬСАЦИОННОЙ КОЛОННЫ С ПОСТОЯНСТВОМ СОСТАВА ФАЗ

Кропачев Е. В., Пищулин В. П.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: messive@yandex.ru*

Экстракционная технология интенсивно развивается со времени становления атомной промышленности. С использованием процессов экстракции были решены проблемы комплексной переработки урановых руд, аффинажа урана, переработки облученного ядерного горючего и отходов химико-металлургического производства.

У большинства разработанных в настоящее время экстракционных аппаратов распределение жидкостей (фаз) по объёму аппарата осуществляется хаотическим интенсивным перемешиванием, сопровождаемым низкой эффективностью процесса массопередачи. Для достижения требуемой эффективности процессов экстракторы проектируют высотой 11—12 и более метров для обеспечения необходимой контактной поверхности.

Для обеспечения стабилизации соотношения потоков фаз, образования микроэмульсий, устранения продольного перемешивания разработан новый колонный пульсационный экстрактор с противоточным движением фаз.

Экстрактор представляет собой цилиндрический вертикальный корпус, в котором с чередованием по высоте установлены распределители фаз, и диспергаторы фаз. Распределители фаз выполнены в виде дисков, размещённых плотно по сечению вдоль колонны, конусностью вверх для лёгкой фазы и конусностью вниз для тяжёлой фазы, обеспечивающих при возвратно поступательном колебании столба жидкости в колонне или диспергаторе, периодическое раздельное движение фаз противотоком. Экстракционная колонна снабжена пульсационной камерой, обеспечивающей колебания жидкости в колонне с частотой 10—40 колебаний в минуту при амплитуде 3—10 мм.

Эффект равномерного распределения фаз достигается конструктивно плотным размещением конусных труб в сечении и выравниванием их торцов в горизонтальной плоскости.

В ходе работы был изучен процесс экстракции, рассчитана и спроектирована экстракционная пульсационная колонна с постоянством состава фаз.

УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ УСТАНОВКИ ГИДРОЛИЗА ГЕКСАФТОРИДА ОБОГАЩЕННОГО УРАНА

Кропачев Е. В., Пищулин В. П.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: messive@yandex.ru*

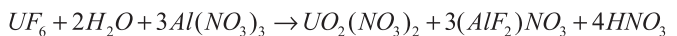
Общие тенденции развития энергетики показывают, что органическое топливо имеет ограниченные запасы и очень скоро может закончиться. Солнечную энергию пока не удастся использовать столь экономически эффективно как ядерную энергию. Следовательно, на сегодняшний день ядерной энергетике просто нет альтернативы.

В настоящее время получение плутония или высокообогащенного урана (по ^{235}U) для военных целей сокращается, уступая место получению урана низких уровней обогащения для нужд ядерной энергетики.

Гексафторид урана — единственное газообразное соединение урана, которое используется для обогащения природного урана изотопом ^{235}U и последующего получения ядерного топлива для атомных реакторов (UO_2). Процесс гидролиза гексафторида урана играет важную роль в технологии ядерного горючего.

Установка гидролиза состоит из: реактора растворения Al_2O_3 , теплообменника-охладителя, емкости-мерника с плавиковой кислотой, емкости для приготовления азотной кислоты, сборной емкости для $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$, «каньона испарения» газообразного UF_6 , реактора гидролиза.

Процесс испарения UF_6 производится в «каньонах испарения», после чего подается в реактор гидролиза, где орошается раствором азотно-кислотного алюминия с получением раствора уранилнитрата и фторида нитрата алюминия по реакции:



В ходе работы проведено конструирование и расчет реактора растворения Al_2O_3 и реактора гидролиза оригинальной конструкции с форсункой для подачи раствора нитрата алюминия, газообразного гексафторида урана с рециркуляцией полученного раствора. При гидролизе получается раствор уранилнитрата, а фторидон связывается алюминием в комплекс $\text{AlF}_2(\text{NO}_3)$, который не влияет на дальнейший процесс экстракционного извлечения урана.

МНОГОУРОВНЕВАЯ СИСТЕМА КРИТЕРИЕВ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВЫБОРА РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ЭНЕРГЕТИКИ РЕГИОНА

Логутов К. Д., Карелина О. А., Чуфаров В. И.,
Тимофеев И. А., Садовский А. А.

*Снежинский физико-технический институт НИЯУ МИФИ,
456776, г. Снежинск Челябинской обл., ул. Комсомольская, 8
e-mail: klogutov@mail.ru, a. a.sadovsky@gmail.com*

В данной работе представлена методика принятия решений для случая многокритериальных задач, которая может быть использована при выборе варианта предпочтительного решения в возведении объектов энергетики. Приведены особенности различных видов энергетики, анализ их текущего состояния и прогнозы на будущее.

Для каждого из относительно «чистых» видов энергетики (энергия воды, ветра, солнца, атома) рассмотрены социальные, экономические и экологические факторы, влияющие на предпочтения тому или иному виду энергетики. Построены составляющие этих комплексных критериев, распределены относительные веса важности критериев, определены функции перевода физических значений критериев в относительные единицы. Для определения обобщенного критерия выбора используется аддитивный оператор агрегирования множества составляющих его критериев. Приведен пример расчета по данной методике для Челябинской области.

Данная методика может найти практическое применение, но для этого требуется более тщательная проработка всех аспектов исследования с привлечением квалифицированных специалистов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ядерная энергетика проблемы. Решения. Часть первая / под ред. М. Н. Стриханова. — М., 2011.
2. Международная Электротехническая Комиссия, Возобновляемые источники энергии. — Женева, Швейцария, 2017.
3. Стерман Л. С. Тепловые и атомные электрические станции : Учебник для вузов / Л. С. Стерман, В. М. Лавыгин, С. Г. Тишин. — М. : Энергоатомиздат, 1995. — 416 с.
4. Асарин А. Е. Развитие гидроэнергетики России / Гидротехническое строительство. — 2003. — № 1. — С. 2—6.
5. Международная Электротехническая Комиссия, Глобальная энергетическая взаимосвязь. — Женева, Швейцария, 2016.
6. Теория темпов и управление Россией / под ред. М. Л. Селезнева. — М. : ИСИ, 2006. — 123 с.
7. Статистический Ежегодник мировой энергетики [Электронный ресурс]. — Режим доступа: <https://yearbook.enerdata.ru>.

РАСЧЕТ КОЭФФИЦИЕНТА РАЗМНОЖЕНИЯ НЕЙТРОНОВ В ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМ РЕАКТОРЕ С УЧЕТОМ ЭФФЕКТОВ ДВОЙНОЙ ГЕТЕРОГЕННОСТИ ДИСПЕРСИОННОГО ТОПЛИВА

Луцик И. О., Кнышев В. В., Беденко С. В.

Томский политехнический университет, 634034, г. Томск, пр-т Ленина 30
e-mail: io.lutsik@gmail.com

Дисперсионное ядерное топливо имеет значительные преимущества над распространенными на данный момент времени оксидными топливными композициями. Использование дисперсионного топлива позволяет достичь в реакторных установках больших глубин выгорания, улучшить теплотехнические показатели установки, повысить показатели безопасности в аварийных ситуациях, связанных с отводом тепла.

Из-за структурных особенностей такого топлива при моделировании реакторных установок необходимо детально учитывать микроструктуру топлива. Использование приближений, связанных с полной или частичной гомогенизацией зон, содержащих микро топливо, приводит к ошибкам (~5—7 %) в расчете k_{eff} [1]. Современные коды, в которых моделирование переноса излучения реализовано с помощью метода Монте-Карло (MCU, MCNP, KENO, SERPENT), позволяют создавать детальные трехмерные модели объектов без использования каких-либо приближений.

В настоящей работе выполнен расчет пространственно- энергетического распределения потока нейтронов, k_{eff} и других нейтронно-физических параметров топливного блока ВГТРУ [2]. Моделирование выполнено в программе MCNP5 (ENDF/B-VII.0, ENDF70SAB (модель S(α , β))). Модель дисперсионного топлива задана в приближении равномерного распределения микротвэлов по правильной квадратной решетке [1].

ЛИТЕРАТУРА

1. Brown F.B., Martin W.R. Stochastic geometry capability in MCNP5 for the analysis of particle fuel // Annals of Nuclear Energy. — 2004. — V. 31. — № 17. — P. 2039—2047.
2. Shamanin, I.V., Grachev, V.M., Bedenko, S.V. and others. Neutronic properties of high-temperature gas-cooled reactors with thorium fuel // Annals of Nuclear Energy. — 2018. — V. 113. — P. 286—293.

ВОПРОСЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ В СИСТЕМЕ «НАРУШИТЕЛЬ — СФЗ»

Степанов Б. П., Маковой С. И.

*Томский политехнический университет ИЯТШ,
e-mail: Sofiia.makoviei@mail.ru*

Угроза несанкционированных действий в отношении ядерных материалов и ядерных объектов не теряет своей актуальности в напряженной политической обстановке. Актуализация методик и средств по анализу и оценке систем физической защиты (СФЗ) является необходимой для повышения защищенности ядерных объектов.

В работе рассмотрены вопросы моделирования движения нарушителя и группы сил реагирования по объекту. Был представлен гипотетический ядерный объект с выделенными местами размещения предметов физической защиты, а также примеры оснащения рубежей охраны инженерно-техническими средствами.

Нарушитель способен преодолевать физические барьеры с использованием различных тактик и инструментов. Учет таких особенностей напрямую влияет на эффективность СФЗ, поэтому в работе предусмотрен выбор тактики действий нарушителя. Одной из составляющих СФЗ являются силы реагирования, задача которых состоит в задержании и пресечении действий нарушителя. Действия тревожных групп регламентируются тактикой сил реагирования, принятой на ЯО.

В результате моделирования и проведения имитации движения нарушителя по ЯО определяются времена движения нарушителя и сил реагирования, место, где нарушитель был обнаружен, а также исход столкновения нарушителя и силы реагирования. Основной задачей в моделировании является поиск критического маршрута с наименьшей вероятностью прерывания.

Решение основной задачи осуществляется с целью пресечения действий нарушителя в случае его проникновения на объект, проведения комплексной оценки системы безопасности промышленного объекта, а также усовершенствования самой системы физической защиты. Совершенствование систем безопасности отвечает задачам безопасного функционирования предприятия в целом, обеспечивает защиту людей и окружающей среды от последствий несанкционированных действий.

ЛИТЕРАТУРА

1. Гарсиа М. Проектирование и оценка систем физической защиты / М. Гарсиа; пер. с англ. — М. : Мир : ООО «Издательство АСТ», 2002.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВА ПРИ МНОГОКРАТНОМ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

М. А. Матвиенко, А. А. Прец

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
634050, Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30,
E-mail: mat25@tpu.ru*

Энергоблоки с реакторами на быстрых нейтронах могут существенно расширить топливную базу атомной энергетики и минимизировать радиоактивные отходы за счет организации замкнутого ядерно-топливного цикла. В то же время, не смотря на кажущееся безмерное количества урана, имеет место быть проблема истощения его запасов. Поэтому становится актуальным вопрос внедрения замкнутого топливного цикла. В настоящей работе представлено, что при повторном использовании плутония из отработанного топлива, вне зависимости от состава плутония в начальной загрузке, содержание изотопов приходит к равновесным значениям ($Pu^{239}/Pu^{240}/Pu^{241}/Pu^{242} = 55/30/7,8/7,2\%$). В качестве начальных значений содержания изотопов плутония в топливе использованы данные из работы [1].

Из полученных данных в результате расчета, из любого начального состава топлива, обеспечивающего критику, в результате работы реактора с циклическим использованием регенерированного материала из ОЯТ от загрузки к загрузке, содержания делящихся и воспроизводящих изотопов приходят к равновесным значениям. Таким образом, данный расчет позволяет утверждать, что на реакторе БН-800 возможно осуществить замкнутый ЯТЦ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Каграманян В. С., Крячко М. В. Эквивалентирование изотопов плутония для расчета баланса топлива и характера изменения реактивности в быстром реакторе // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2015. — С. 5—17.

ПЕРСПЕКТИВА РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ НА ЮЖНОМ УРАЛЕ, В РОССИИ И МИРЕ В ЦЕЛОМ

Махмутова А. Р., Паршикова Е. В.

*Челябинский филиал РАНХиГС, 454077, г. Челябинск, ул. Комарова, 26,
e-mail: elizaveta.parshikova@mail.ru*

В настоящее время перспектива повсеместного развития атомной энергетики является как никогда актуальной, ведь топливная энергетика с каждым годом требует всё больше затрат, а кроме того, традиционные первичные энергоресурсы неумолимо подходят к концу. По прогнозам учёных, существующих запасов углеводородов России хватит ещё максимум на 40—50 лет, на 2017 год потребление первичных электроресурсов составило в России около 700 млн тонн нефтяного эквивалента [1].

В России насчитывается 10 действующих АЭС. В то время, как, например, Франция имеет 58 ядерных реакторов; США — 99; а Китай 14 АЭС. Почему так? Оказалось, в умах россиян прочно закрепилась логическая цепочка: «радиация-страх-смерть», которая является не только безнадежно устаревшей, но и в корне неправильной точкой зрения. АЭС не потребляет кислорода, не загрязняет атмосферу ядовитыми выбросами (на которые столь часто жалуются жители Челябинска), а процедура утилизации отходов производится только на специальных заводах и тщательно контролируется государством.

Проект о создании Южно-Уральской АЭС в эпоху открытия атома и только-только начинающей развиваться атомной энергетике весьма перспективный и не имеющий аналогов в мире (она бы состояла из 3 промышленно-исследовательских реакторов на быстрых нейтронах БН-800). Строительство началось в 1982 году в 15 км от Озёрска и 140 от Челябинска, однако так и не было завершено. АЭС для Челябинской области в наши дни — это не только покрытие дефицита энергии (который уже почти достиг 25 %), но и рабочие мест и инвестиции. Таким образом, строительство АЭС на Южном Урале, в России и в мире является весьма перспективным, поскольку затраты на строительство АЭС составляют примерно 2300 долларов за 1 кВт; производство электроэнергии не дороже, чем на ТЭС; экологическая чистота АЭС является её неоспоримым достоинством, а потенциал мощности огромен.

ЛИТЕРАТУРА

1. Петренко А.В. Перспективы атомной энергетики. На смену углеводородам // Российское предпринимательство. 2012. № 12—2 [Электронный ресурс]. — Режим доступа: <https://cyberleninka.ru/article/n/perspektivy-atomnoy-energetiki-na-smenu-uglevodorodam> (дата обращения: 13.05.2018).

СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Ненуженко М. С., Карташов Е. Ю.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: betmaxim@mail.ru*

Одним из приоритетных направлений в атомной отрасли является использование инновационных технологий, отвечающих современным требованиям стандартов качества. К их числу относится процесс очистки металлических отходов производства, загрязненных радиоактивными элементами.

После научной проработки разработан метод очистки металла загрязненного радионуклидами — ураном и торием. Элементы, которые вызвали радиоактивное загрязнение металлических частей, собираются в шлаке. В то время, как концентрация этих элементов в шлаке возрастает, их концентрация в расплаве уменьшается. Это объясняется тем, что растворимость соответствующих веществ в шлаке выше, чем в расплаве. Таким образом достигается дезактивация расплава. Шлак позже снимают с поверхности расплава. Его объем является малым по сравнению с общим объемом расплава и шлака. Только этот малый объем шлака должен направляться на захоронение. Тем самым необходима только относительно малая емкость хранилища. Расплав металла, объем которого значительно больше объема шлака, является дезактивированным и на выходе мы получаем компактный слиток металла с приемлемым для дальнейшего использования в различных производствах уровнем радиоактивности. После чего готового продукта металла можно изготавливать металлические фасонные детали.

Способ иллюстрируется следующими примерами выполнения. Навеску отходов стали марки X18H10T с начальным уровнем радиоактивности 185 Бк/г в количестве 5 кг расплавляли в лабораторной электропечи совместно со смесью оксида и фторида кальция. После расплавления ванну периодически перемешивали сжатым воздухом, выдерживали и отбирали пробы шлака и металла.

ЛИТЕРАТУРА

1. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: <http://www.findpatent.ru/patent/216/2161340.html>.
2. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: <http://ru-patent.info/21/55—59/2159473.html>.

ПРИМЕНЕНИЕ СВ-СИНТЕЗА ПРИ ПОЛУЧЕНИИ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ДИСПЕРСИОННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Пермикин А. А., Юрченко М. Д., Балачков М. М.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: mmb2@tpu.ru

Дисперсионное ядерное топливо (ДЯТ) сегодня является одним из наиболее перспективных видов топливных композиций для реакторных установок нового поколения. ДЯТ включает в себя две части, неактивную матрицу, препятствующую выходу продуктов деления и обеспечивающую интенсивный теплоотвод, и диспергированные в неё частицы ядерного топлива. Экономически выгодно получать матричные материалы на основе интерметаллидов с использованием нетрадиционной материаловедческой технологии самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС). СВС основан на способности ряда химических элементов и их соединений вступать в экзотермические реакции [1].

В рамках данной работы осуществлялся расчет накопления и спада активности матриц на основе систем Ni-Al и Zr-Al, полученных методом СВ-синтеза при эксплуатации. График зависимости активности матрицы от флюенса нейтронов представлен на рисунке 2.

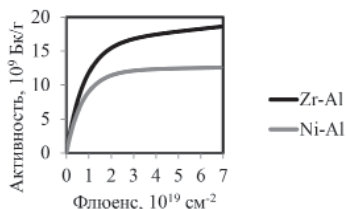


Рисунок 2 — Температурный режим протекания синтеза

Анализируя полученные зависимости, был сделан вывод, что при достижении флюенса нейтронов порядка 4×10^{19} см $^{-2}$ активность образца выходит на стационарный уровень. Так же анализ показал, что основной вклад в активность вносит изотоп Mn56.

ЛИТЕРАТУРА

1. Мержанов А. Г. Самораспространяющийся высокотемпературный синтез / «Физическая химия»: Современные проблемы : Ежегодник / под ред. Я. М. Колотыркина — М. : Химия, 1983. — С. 6—45.

ТЕХНОЛОГИЯ ПОЛУЧЕНИЯ АММИАЧНЫХ УДОБРЕНИЙ ИЗ ПОБОЧНЫХ ПРОДУКТОВ АТОМНЫХ ПРОИЗВОДСТВ

Петровский Н. Е., Бродский В. М., Карташов Е. Ю.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: Spealko@gmail.com*

Минеральные удобрения — соединения (в основном соли), содержащие элементы питания растений и способствующие увеличению урожайности различных культур. В почве минеральные удобрения подвергаются разнообразным превращениям, которые влияют на растворимость содержащихся в них питательных веществ, способность к передвижению в почве и доступность растениям.

Условия минерального питания сильно влияют на развитие растений и при недостатке элементов питания рост растений резко ухудшается. Для роста и развития растений требуется целый ряд различных питательных элементов в усвояемой форме и наиболее важными являются азот, фосфор, калий.

Азотные удобрения подразделяются на аммиачные, в которых азот содержится в виде свободного аммиака или аммиакатов; аммонийные — азот содержится в виде катиона NH_4 ; нитратные — азот содержится в виде аниона NO_3 , и амидные, в них азот содержится в виде аминогруппы NH_2 .

Сырьем для получения аммиачных, аммонийных и амидных удобрений является аммиак (исходными элементами, для получения которого служат водород и азот), для нитратных удобрений — азотная кислота. Эти вещества получают из элементарного азота, запасы которого в атмосфере практически неограничены. Качество азотных удобрений оценивается по содержанию азота, величине растворимости в воде, по физиологическому действию на почвенные растворы, по гранулометрическому составу, гигроскопичности, слеживаемости, а также по термической устойчивости. Один из переделов фторидной технологии атомных производств является получение побочных продуктов в виде $\text{NH}_4(\text{NO}_3)_2$.

Предлагается технология получения из этих продуктов аммиачных удобрений. Для этого необходимо очистить соединение от следов урана и получаем чистые аммиачные удобрения для использования в сельском хозяйстве.

ЛИТЕРАТУРА

1. Позин, М. Е. Технология минеральных удобрений / М. Е. Позин. — Л.: Химия, 1989. — 352 с.

ВЛИЯНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРИ ЕГО РЕЦИРКУЛЯЦИИ НА ДЛИТЕЛЬНОСТЬ КАМПАНИИ ТОПЛИВА РЕАКТОРА БРЕСТ

Прец А. А., Калиновский Ю. А., Матвиенко М. А.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30, e-mail: prets.anatoly@yandex.ru*

Актуальными задачами на данный момент являются повышение экономичности и безопасности АЭС. В том числе улучшение потенциала использования уранового ядерного топлива и решение вопроса с увеличением запасов ОЯТ. Одним из подходов к решению вопроса является концепция реактора БРЕСТ. Она подразумевает использование уран-плутониевого мононитридного топлива высокой плотности, в составе которого находятся обедненный урана и плутоний из легководных реакторов.

Проведен нейтронно-физический расчет активной зоны реактора БРЕСТ собранной из 169 гексагональных ТВС с твэлами диаметром 9,7 и 10,5 мм. Определен эффективный коэффициент размножения для системы с заданными граничными условиями, который составил $k_{eff} = 1,082$. Этот результат сопоставим с полученными в работах посвященных данной тематике [1].

Получено значение длительности кампании топлива, которое составило около 1500 эффективных суток. В конце кампании ядерного топлива из него удалялись продукты деления и проводилась подпитка в одном из вариантов только обедненным ураном, вторым — ураном и плутонием, такого же изотопного состава, как и при стартовой загрузке.

Определено, что при подпитке топлива изотопного состава на в конце кампании только обедненным ураном не обеспечивается достаточный запас реактивности, который удовлетворил требуемую длительность кампании ЯТ. При подпитке же ураном и плутонием изотопного состава стартовой загрузки этот параметр соответствует требуемому значению (1500 эффективных суток), в результате чего возможна реализация замкнутого цикла, при котором значения концентраций урана и плутония выходят к стабильному состоянию.

ЛИТЕРАТУРА

1. Bulkin S. Yu., Lemekhov V.V., Sila-Novitsky A.G., Smirnov V.S. Research and development for demonstration of fuel performance in the BREST-OD-300 core // IAEA technical meeting: Design, manufacture and in-pile behavior of fast reactor fuel (May 30 — June 3, 2011, Obninsk) — Obninsk, 2011. — pp. 75—81.

РАЗРАБОТКА ТРЁХМЕРНОЙ МОДЕЛИ ГОЛОВЫ ЧЕЛОВЕКА НА ОСНОВЕ ТОМОГРАФИЧЕСКИХ ДАННЫХ В ФОРМАТЕ DICOM

Прокопьев А. Э., Красных А. А., Милойчикова И. А.,
Черепенников Ю. М., Стучебров С. Г.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
634050? Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: sasha1641996@gmail.com*

По данным Всемирной организации здравоохранения [1] каждый год от онкологических заболеваний в мире умирают более 8 млн человек. Эффективным способом лечения злокачественных новообразований является лучевая терапия.

Для проведения оптимального лечения доза излучения должна доставляться с высокой точностью [2, 3]. Но определить величину дозы вне среды невозможно. В лучевой терапии окружающей средой являются либо тело пациента, либо фантом. Существуют два типа фантомов: геометрические и антропоморфные.

Для решения задач создания антропоморфных фантомов, в первую очередь, следует создать удобную для анализа модель пораженной области человека, в связи с чем была поставлена следующая цель: разработка объемной модели в формате STL для создания дозиметрического фантома методами трехмерной печати.

В ходе проделанной работы были успешно решены все поставленные задачи, а именно:

1. Была разработана модель головы человека при помощи программы InVesalius 3 и скорректирована в программе Adobe Meshmixer.
2. Результатом стала пригодная для трехмерной печати модель головы человека

В ходе проделанной работы, а именно при компоновке и обработке модели, были замечены трудности с отделением мягких тканей от мозга.

ЛИТЕРАТУРА

1. Рак: основные цифры и факты // Всемирная организация здравоохранения [Электронный ресурс]. — Режим доступа: <http://www.who.int/cancer/ru/> (дата обращения: 04.06.2018).
2. Определение поглощенной дозы при дистанционной лучевой терапии / Ратнер Т. Г., Бочарова И. А., Брегадзе Ю. И., Коконцев А. А. — Вена : МАГАТЭ, 2004. — С. 269.
3. Сухих Е. С. Клиническая дозиметрия фотонных и электронных пучков медицинских ускорителей на основе полимерных плёнок Gafchromic EBT-3 : дис. канд. физ.-мат. наук: 01.04.20. — Томск, 2015.

ИССЛЕДОВАНИЕ УСЛОВИЙ ПОЛУЧЕНИЯ УЛЬТРАДИСПЕРСНЫХ ЧАСТИЦ ГИДРОКСИАПАТИТА

Ряполова Т. Б., Зеличенко Е. А., Гурова О. А., Брякунова В. В.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: ryapolovat96@mail.ru*

Гидроксиапатит — минерал, представляющий собой неорганический фосфат кальция, который является основой для костной ткани и эмали зубов, обладает биологической совместимостью, поэтому широко применяется в медицине. Кроме того, известно, что это соединение обладает сорбционными свойствами к целому ряду катионов и анионов, в том числе к тяжелым металлам и радионуклидам. Существуют работы по применению гидроксиапатита в качестве фармацевтического препарата при отравлении тяжелыми металлами [1].

Высокой фармакологической активностью обладают ультрадисперсные порошки. Так как физико-химические свойства гидроксиапатита, а именно, размеры кристаллов, их форма, фазовый состав и морфология поверхности, очень чувствительны к условиям осаждения, то возникает необходимость исследования и создания оптимальных условий его получения.

Получены образцы порошков гидроксиапатита, синтезированных с использованием 3М раствора NaOH, при $t = 55\text{ }^\circ\text{C}$ и различной выдержкой в маточном растворе: без выдержки, 1ч и 4ч. Результаты показали, что чем дольше осадок выдерживается в маточном растворе, тем крупнее образуются частицы. Это происходит за счет роста образовавшихся зародышевых кристаллов и агломерации частиц.

Проведен седиментационный анализ полученных образцов и исследована их морфология поверхности методом СЭМ.

По результатам седиментационного анализа образцы порошка гидроксиапатита без выдержки в маточном растворе содержат более 80 % частиц, которые имеют размер менее 0,55 мкм.

В дальнейшем работа будет направлена на исследование порошка гидроксиапатита для использования его в качестве сорбента тяжелых металлов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Хрестенко Р.В., Рудин В.Н., Калмыков С.Н., Мелихов И.В. Взаимодействие наногидроксиапатита кальция с уранил-ионом // Вестник Нижегородского университета им. Н.И. Лобачевского. — 2008. — № 5. — С. 52—57.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ФУНКЦИИ ОТКЛИКА ПОЛУПРОВОДНИКОВОГО ДЕТЕКТОРА

Сабитова Р.Р.¹, Прозорова И.В.², Украинец О.А.¹, Кузнецова М.Е.¹

¹Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30

²Институт атомной энергии Национального ядерного центра
Республики Казахстан. E-mail: radmila1@tpu

Использование полупроводниковых детекторов решает широкий круг ядерно-физических задач. Вместе с тем, требования, возникающие в ходе исследований, приводят к необходимости усовершенствования технологий получения полупроводниковых детекторов, методов их калибровки и измерения геометрических параметров. Одной из таких задач является определение функции отклика детектора гамма-излучения, необходимое для правильной расшифровки экспериментальных данных.

В данной работе проведено моделирование детектора из особо чистого германия [1—2] в программном комплексе MCNP5. MCNP5 решает задачи переноса нейтронного, фотонного и комбинированного излучения в произвольной трехмерной геометрии методом Монте-Карло [3].

В ходе работы выявлены зависимости влияния параметров кристалла детектора на функцию отклика. В результате проведенной работы получена расчетная модель, позволяющая определять отклик детектора с погрешностью до ~3%. В дальнейшем модель может использоваться при проведении и проверке экспериментов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Коаксиальные германиевые детекторы с реверсивными электродами (REGe) // Canberra. Radiation Safety. Amplified. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: <http://www.canberra.ru>
2. Алейников Ю.В., Попов Ю.А., Прозорова И.В. Моделирование полупроводникового детектора из особо чистого германия // Тез. XI междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика». — Алматы : РГП ИЯФ, 2017. — 278 с.
3. Briesmeister, J.F., Forster, R.A., Cox, L.J. at el. MCNP™ Version // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms. — 2004. — Vol. 213. — PP. 82—86.

СВЕТОДИОДЫ НА ОСНОВЕ ГЕТЕРОСТРУКТУР AlGaAs: ДЕЙСТВИЕ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ФАКТОРОВ

Симонова А. В., Градобоев А. В.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: ¹gradoboev1@mail.ru, ²ainakim297@yandex.ru*

В настоящее время, светодиоды инфракрасного диапазона длин волн (СД ИК-диапазона) широко используются в качестве основы для различных устройств микроэлектроники, которые работают в условиях космического пространства, в верхних слоях атмосферы и на ядерных энергетических объектах. Жесткие условия эксплуатации СД требуют знаний об их радиационной стойкости и надежности с учетом комбинированного действия повреждающих факторов. Анализ имеющихся данных показал, что подобные сведения в литературе практически отсутствуют [1—3]. Для решения задачи исследования комбинированного и комплексного действия ионизирующего излучения и эксплуатационных факторов необходимо сопоставить действие этих факторов на критериальные параметры СД как совместно, так и в отдельности.

Целью работы является сопоставление закономерностей изменения мощности излучения СД ИК-диапазона на основе двойных гетероструктур AlGaAs при воздействии ионизирующего излучения и при воздействии факторов длительной эксплуатации.

Облучение проводили гамма-квантами кобальт-60 без наложения внешних электрических полей. Условия длительной эксплуатации моделировали ступенчатыми испытаниями.

Установлены соотношения между дозой облучения и номером ступени для первой и второй стадий снижения мощности излучения СД. Обсуждается вопрос возможности оценки показателей надежности СД по результатам исследований их радиационной стойкости.

ЛИТЕРАТУРА

1. Градобоев А. В., Суржииков А. П., Радиационная стойкость СВЧ приборов на основе арсенида галлия. — Томск : Томский политехнический университет, 2005. — 277 с.
2. Busatto G., De Luca V., Iannuzzo F. et. al. IEEE Transactions on Nuclear Science 60 3793 (2013).
3. Chaoming Liu; Xingji Li; Jianqun Yang et. al. IEEE Transactions on Nuclear Science 62 3381 (2015).

ЭНЕРГЕТИЧЕСКАЯ ПОЛИТИКА И НАЦИОНАЛЬНЫЕ ЯДЕРНЫЕ ПРОЕКТЫ

Смирнова Т. Л.

*Обнинский институт энергетики НИЯУ МИФИ,
249040, г. Обнинск, Калужской обл., Студгородок, 1*

На протяжении десятилетий ядерная энергия считается стратегическим сектором развития мировой экономики, обеспечивающей глобальную энергетическую безопасность регионов. Однако отношение к ядерной энергетике остается достаточно противоречивым из-за возможных рисков крупных аварий в результате человеческого фактора, нарушения технологии утилизации отходов и эколого-климатических изменений [1, 2]. Технологическая авария, произошедшая на АЭС Фукусиме, значительно повлияла на дифференциацию стратегий стран в реализации национальных ядерных проектов и корректировку энергетической политики.

Сформированы серьезные изменения национальной энергетической политики на базе усиления международных стандартов ядерной безопасности, комплексного развития ресурсной базы, контроля и страхования рисков коммерческих проектов, достижения экономической стабильности через эффективное функционирование энергосистемы и рост доли экспорта электроэнергии [3]. Основные принципы энергетической политики предполагают: сбалансирование топливно-энергетического комплекса; государственную поддержку проектов развития ядерной энергетики; страхование энергетических рисков; стимулирование инновационной активности и экономической эффективности технологических монополий; поиск внутренних резервов роста энергоресурсов; формирование социальной стабильности энергодефицитных территорий. Таким образом, направления изменения энергетической политики в мировой экономике имеют тренд, описывающий создание устойчивой инновационно-ориентированной энергосистемы с высоким уровнем экологической безопасности.

ЛИТЕРАТУРА

1. Смирнова Т. Л. Инновации Северной АЭС // Современные наукоемкие технологии. — 2009. — № 8. — С. 124—126.
2. Смирнова Т. Л. Роль человеческого капитала в развитии ядерного ТЭК // Креативная экономика. — 2009. — № 2. — С. 78—82.
3. Смирнова Т. Л. Человеческий капитал в ядерном ТЭК России // Успехи современного естествознания. — 2008. — № 12. — С. 44.

МОДЕРНИЗАЦИЯ ГОРИЗОНТАЛЬНОГО ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО КАНАЛА РЕАКТОРА ИРТ-Т ДЛЯ ФОРМИРОВАНИЯ ПУЧКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ ПРИ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ

Смольников Н. В., Наймушин А. Г., Лебедев И. И., Аникин М. Н.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
634050, Россия, г. Томск, г. Томск, пр-т Ленина, 30,
e-mail: nvs38@tpu.ru*

Нейтрон-захватная терапия (НЗТ) — перспективная технология лечения онкологических заболеваний, базирующаяся на поражении раковых клеток ядрами ${}^7\text{Li}$ и ${}^4\text{He}$ с суммарной кинетической энергией 2,33 МэВ, возникающими в результате распада ${}^{11}\text{B}$, который образуется при поглощении теплового нейтрона ${}^{10}\text{B}$ [1].

Создание условий нейтрон-захватной терапии на исследовательском реакторе — достаточно сложная техническая задача так как, необходимо учитывать критерии качества, предъявляемые к пучку нейтронов для эффективного проведения НЗТ.

В представленной работе были рассмотрены технические решения для формирования пучка тепловых нейтронов на выходе из ГЭК-1 реактора ИРТ-Т в соответствии с предъявляемыми требованиями. Для рассмотрения возможных решений и проведения нейтронно-физических расчетов использовалась программа MCU-PTR [2], в которой была создана активная зона реактора ИРТ-Т полностью соответствующая текущей активной зоне реактора.

По результатам проведенных расчетов были выбраны наиболее оптимальные технические решения, позволяющие получить сформированный пучок тепловых нейтронов, который можно использовать для проведения НЗТ.

ЛИТЕРАТУРА

1. Волкова О.Ю. и др. Влияние нейтронного излучения на жизнеспособность опухолевых клеток, культивируемых в присутствии изотопа бора ${}^{10}\text{B}$ // Вестник рентгенологии и радиологии. — 2016. — Т. 97. — № 5. — С. 283—288.
2. Алексеев Н.И., Гомин Е.А., Марин С.В., Насонов В.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Программа MCU-PTR для прецизионных расчетов исследовательских реакторов бассейнового типов // Атомная энергия. — 2010. — Т. 109. — Вып. 3. — С. 123—129.

АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ ВЫГОРАЮЩИЕ ПОГЛОТИТЕЛИ

Соболев В. А., Чертков Ю. Б.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
634050, Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30,
e-mail: sobol1997angarsk@mail.ru*

В настоящее время в качестве выгорающих поглотителей (далее ВП) широкое распространение получили гадолиний и эрбий. По мере их выгорания происходит высвобождение реактивности. Их дочерние нуклиды не оказывают особого влияния на нейтронно-физические процессы в активной зоне реактора. Интересен выбор таких ВП, дочерние нуклиды которых будут благоприятно влиять на цепную реакцию деления.

Одним из таких ВП является Pa^{231} . Его преимущества перед гадолинием и эрбием заключаются в следующем:

– его сечение поглощения не так велико, как у гадолиния и эрбия, и поэтому он выгорает медленнее и оказывает стабилизирующее влияние на размножающие свойства реактора существенно дольше;

– поглощенные в Pa^{231} нейтроны затем возвращаются в цепную реакцию благодаря делению дочерних нуклидов, первый из которых U^{232} , а второй — U^{233} , образующийся после радиационного захвата в U^{232} .

Аналогом цепочки нуклидных превращений, начинающихся с Pa^{231} , является цепочка, начинающаяся с Np^{237} . Улучшение размножающих свойств в цепочке с Np^{237} возможно в результате образования изотопов Pu^{238} и Pu^{239} .

Также существует возможность применения Am^{241} . Захваты в нем порождают чрезвычайно реактивные изомеры Am^{242} и $\text{Am}^{241\text{m}}$, которые, в свою очередь порождают захватно-распадные циклические цепочки, в результате которых образуются изотопы плутония.

В работе с помощью программы WIMS-ANL проводится изучение влияния использования различных альтернативных ВП на реактивность и их сравнение.

ЛИТЕРАТУРА

1. Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Крючков Э.Ф., Шмелев А.Н. Повышение глубины выгорания и защищенности топлива легководных реакторов при совместном введении в его состав Pa^{231} и Np^{237} // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2011. — № 4. — С. 80—92.
2. Бергельсон Б.Р., Белоног В.В., Герасимов А.С., Тихомиров Г.В. Глубина выгорания ядерного топлива с разными поглотителями // Атомная энергия. — 2010. — Т. 109. — Вып. 4.

РЕКОНВЕРСИЯ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА ДО ДИОКСИДА В ВОЗДУШНО-МЕТАНОВОЙ ПЛАЗМЕ

Тундешев Н. В.

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

*ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский
Томский политехнический университет», 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: tundeshev93@mail.ru*

Одним из ключевых этапов современного ЯТЦ является газоцентрифужное обогащение гексафторида урана (ГФУ) по изотопу U-235. Это приводит к накоплению «отвального» ГФУ (ОГФУ), который является химически активным, биологически и экологически опасным веществом, хранение которого является сложным и затратным процессом, а также приводит к неиспользованию значительного количества фтора для конверсии сырьевого ГФУ или реализации в виде фторсодержащих соединений [1].

Мировым лидером в области реконверсии ОГФУ является французская компания «Согета», которой предложена технология, основанная на последовательных процессах гидролиза ОГФУ до уранилфторида и пирогидролиза уранилфторида до закиси-оксида урана. К серьезным недостаткам этой технологии следует отнести: многостадийность, высокие энерго- и трудозатраты, значительная потребность в химических реагентах (перегретый водяной пар, азот, водород), невозможность одностадийного получения безводного фтористого водорода и др.

Ранее была показана возможность и эффективность применения воздушной плазмы с дополнительной инъекцией водорода для реконверсии ОГФУ, что дает следующие преимущества: одностадийность и низкие энергозатраты [2].

В данной работе представлены результаты моделирования процесса реконверсии ОГФУ в воздушно-метановой плазме. По результатам расчетов определены оптимальные составы композиций «ОГФУ-метан» и режимы их обработки, обеспечивающие прямую реконверсию ОГФУ до диоксида урана.

ЛИТЕРАТУРА

1. Туманов Ю. Н. Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле: настоящее и будущее. — М.: Физматлит, 2003. — 760 с.

2. N. Tundeshev, A. Karengin, and I. Shamanin. Optimization of air plasma reconversion of UF₆ to UO₂ based on thermodynamic calculations. AIP Conference Proceedings 1938, 020018 (2018); doi: 10.1063/1.5027225.

РАЗДЕЛЕНИЕ ИЗОТОПОВ НИКЕЛЯ В ПРОЦЕССЕ ЗАПОЛНЕНИЯ КАСКАДА ГАЗОВЫХ ЦЕНТРИФУГ С РАЗЛИЧНЫМ КОЛИЧЕСТВОМ СТУПЕНЕЙ

Ушаков А. А.^{1,2}, Орлов А. А.¹, Совач В. П.²

¹Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30

²АО «ПО ЭХЗ», 663690, Красноярский край, г. Зеленогорск,

ул. Первая Промышленная, 1

e-mail: ushakovaa2015@sibmail.com

При эксплуатации каскада газовых центрифуг (ГЦ) для разделения многокомпонентных изотопных смесей (МИС) возникают нестационарные гидравлические и разделительные процессы. Режиму разделения МИС в каскаде ГЦ предшествует нестационарный процесс его заполнения рабочим веществом. До настоящего времени моделирование и изучение этого процесса ни кем не проводилось. Ранее нами была разработана математическая модель нестационарных гидравлических и разделительных процессов [1, 2] и проведена ее верификация на примере разделения изотопов германия, криптона, кремния и вольфрама.

В данной работе приведены результаты исследований процесса заполнения каскада с различным количеством ступеней для случая разделения изотопов никеля, которые используются в ядерно-физических исследованиях и для получения радиоактивных изотопов (например, изотоп ^{62}Ni используется для получения радиоактивного изотопа ^{63}Ni).

Изотопы никеля распределяются по каскаду в соответствии с их массовыми числами независимо от количества ступеней каскада. Увеличение числа ступеней в каскаде приводит к повышению максимальных значений концентраций изотопов. Установлено, что концентрации изотопов никеля в потоках лёгкой и тяжёлой фракции после заполнения каскада зависят от количества ступеней в каскаде.

ЛИТЕРАТУРА

1. Orlov A. A., Ushakov A. A., Sovach V. P. Mathematical model of nonstationary hydraulic processes in gas centrifuge cascade for separation of multicomponent isotope mixtures. MATEC Web of Conferences. — 2017. — Vol. 92. 01033.
2. Orlov A. A., Ushakov A. A., Sovach V. P. Mathematical model of nonstationary separation processes proceeding in the cascade of gas centrifuges in the process of separation of multicomponent isotope mixtures. Journal of Engineering Physics and Thermophysics. 2017. Vol. 90, № 2. P. 258—265.

NONSTATIONARY ISOTOPE TRANSFER DUE TO CHANGE OF SEPARATION CASCADE FLOWS

Ushakov A. A.^{1,2}, Orlov A. A.¹, Sovach V. P.²

¹National Research Tomsk Polytechnic University, 634050, Tomsk, Lenin str., 30

²Joint Stock Company «Production Association «Electrochemical Plant»,
663690, Zelenogorsk, Pervaya promyshlennaya, 1
e-mail: ushakovaa2015@sibmail.com

During the operation of gas centrifuge (GC) cascade for the multicomponent isotope mixture (MIM) separation there are nonstationary processes. One of the most frequent origins of nonstationary processes is change of cascade outgoing flow rate (light or heavy fraction). Research of these processes is of interest for determination laws of isotope concentration change.

This article contains the research results for nonstationary isotope transfer in GC cascade caused by the change in values of outgoing cascade flows (light or heavy fraction). The research considers the case of germanium isotopes that are applied in production of semi-conducting materials (^{72}Ge), research of neutrinoless double β -decay (^{76}Ge) and as a starting material for arsenic radioactive isotopes (e. g. ^{70}Ge is used to obtain radioactive ^{72}As).

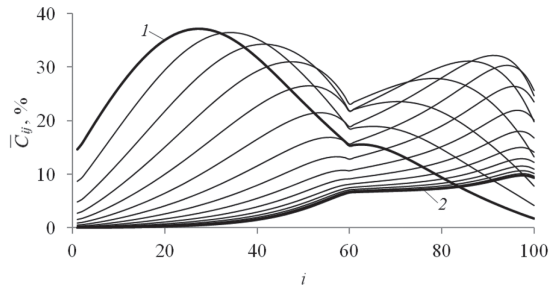


Fig. 1. Changing of ^{73}Ge weight-average concentration on cascade stages during nonstationary process: 1 — initial state; 2 — final state

It is shown that during the nonstationary process the concentration of the ^{70}Ge and ^{76}Ge isotopes changes monotonically in the light and heavy fraction flows regardless of the final values of these flows. It has been established that the concentrations of isotopes with an intermediate mass number in the light and heavy fraction flows can be beyond the range limited by the initial and final values, and even exceed the maximum achievable values for the three-flow cascade at the steady-state mode.

INFLUENCE OF CHANGING FEED FLOW VALUE ON GERMANIUM ISOTOPE SEPARATION IN GAS CENTRIFUGE CASCADE

Ushakov A.A.^{1,2}, Orlov A. A.¹, Sovach V. P.²

¹National Research Tomsk Polytechnic University, 634050, Tomsk, Lenin str., 30

²Joint Stock Company «Production Association «Electrochemical Plant»,
663690, Zelenogorsk, Pervaya promyshlennaya, 1
e-mail: ushakovaa2015@sibmail.com

During the operation of gas centrifuge (GC) cascade for the multicomponent isotope mixture (MIM) separation there are nonstationary hydraulic processes when the values of pressures and process gas flows change in the cascade stages and in outgoing flows. One of the most frequent origins of nonstationary processes is change of cascade flow rate (feed, light or heavy fraction). Research of these processes is of interest for determination laws of isotope concentration change.

This article contains the research results for nonstationary transfer of isotopic mixture in GC cascade caused by the change in values of cascade feed flow. The research considers the case of germanium isotopes that are applied in production of semi-conducting materials and research of neutrinoless double β -decay. Germanium isotopes are also used as a starting material for arsenic radioactive isotopes (e. g. ^{70}Ge is used to obtain radioactive ^{72}As that finds application in medical diagnostics).

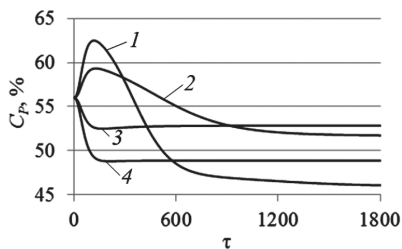


Fig. 1. Concentration of ^{72}Ge in the light fraction flow during a nonstationary process:

1 — $F_{\text{end}}/F = 0,8$; 2 — $F_{\text{end}}/F = 0,9$; 3 —
 $F_{\text{end}}/F = 1,1$; 4 — $F_{\text{end}}/F = 1,2$

It was determined that during a nonstationary process, the concentrations of isotopes with intermediary mass number in light and heavy fraction flows may cross the range limits restricted by the initial and final stationary values and exceed the maximum reachable values for a three-flow cascade. Time for stationary isotope concentrations to settle is different for isotopes and depends on the final values of cascade flow.

ОЦЕНКА ПЛОТНОСТЕЙ ПОТОКОВ ПОВРЕЖДАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ И СОПУТСТВУЮЩЕГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РБМК-1000

Чердизов Э. К., Булах О. И.

Томский политехнический университет, 634034, г. Томск, пр-т Ленина, 30,
E-mail: ekc1@tpu.ru

Графит в реакторостроении используется как конструкционный материал уран-графитовых и высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов. В процессе эксплуатации АЭС происходит облучение графита потоком повреждающих нейтронов, что приводит к деформации кристаллической структуры и возникновению дефектов [1]. В результате значительно изменяются физические, теплофизические и прочностные свойства графита. Актуальной задачей в области обеспечения радиационной безопасности является корректное определение срока службы графитовой кладки.

Ресурс графита определяется значением критического флюенса нейтронов. Определяющее влияние на величину критического флюенса оказывают значения плотности потока сопутствующего гамма-излучения и температуры облучения. Уменьшение значения критического флюенса за счет увеличения температуры облучения в области выше 300 °С незначительно по сравнению с ростом критического флюенса за счет относительно малых приращений потоков сопутствующего гамма-излучения [2].

Таким образом, определение значений плотностей потоков повреждающих нейтронов и сопутствующего гамма-излучения в активной зоне РБМК-1000 дает корректную оценку срока службы графита.

В работе представлена оценка плотностей потоков повреждающих нейтронов и сопутствующего гамма-излучения для реактора РБМК-1000 и их изменение в течение кампании ядерного топлива. В расчете учитываются только γ -кванты, образованные в результате процессов деления ядер и радиационного захвата тепловых нейтронов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Оценка действующего значения потока гамма-излучения в ядерных реакторах с графитовым замедлителем / С. В. Беденко [и др.] // Известия Томского политехнического университета [Известия ТПУ]. — 2010. — Т. 316, № 2: Математика и механика. Физика. — [С. 72—75].
2. Шелегов А. С., Лескин С. Т., Слободчук В. И. Физические особенности и конструкция реактора РБМК-1000: Учебное пособие. — М. : НИЯУ МИФИ, 2011. — 64 с.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ РИТМ-200

Чернов Л. В.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: chernovlev@mail.ru

Географические особенности России обуславливают применение автономных источников энергии. Повсеместная установка централизованных энергосетей является нерациональной вследствие больших различий в плотности населения страны. Примерно 2/3 территории России — зона децентрализованного энергоснабжения, на которой традиционно используются дизельные и газотурбинные электростанции малой мощности. Но транспортировка энергоресурсов для них требует больших затрат [1, 2].

Ядерные реакторы (ЯР) характеризуются гораздо более редкой перегрузкой топлива, что предоставляет большие возможности их использования на Севере и Дальнем Востоке. Примером является плавучая атомная теплоэлектростанция «Академик Ломоносов», оснащенная двумя реакторными установками КЛТ-40С. Ее первым портом приписки станции станет чукотский город Певек. При этом длительность кампании ЯР во многом, определяется коэффициентом размножения нейтронов ($k_{эф}$).

Целью данной работы является определение нейтронно-физических параметров ЯР малой мощности РИТМ-200.

Был проведен 26-групповой расчет ЯР, рассчитан спектр плотности потока нейтронов и определен эффективный коэффициент размножения нейтронов $k_{эф}$ [3].

ЛИТЕРАТУРА

3. Оценка конкурентоспособности атомных станций малой мощности в республике Саха (Якутия) / А. А. Андрианов, Ю. А. Коровин, Е. В. Фёдоров // Изв. высш. учеб. заведений. Ядерная энергетика. — 2005. — № 4. — С. 40—50.
4. Автономные энергоисточники на севере дальнего востока: характеристика и направления диверсификации / Б. Г. Санеев, И. Ю. Иванова, Т. Ф. Тугузова, А. К. Ижбулдин // Пространственная Экономика. — 2018. — № 1. — С. 101—116.
5. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем / А. В. Головацкий, В. Н. Нестеров, И. В. Шаманин // Изв. высш. учеб. заведений. Физика. — 2004. — № 1. — С. 10—14.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ ТЕСТОВЫХ ОБРАЗЦОВ С ЗАДАНЫМИ ИНДЕКСАМИ ХАУНСФИЛДА

Шкурупий М. С.¹, Красных А. А.¹, Милойчкова И. А.^{1,2},
Черепенников Ю. М.¹, Стучебров С. Г.¹

¹ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский
Томский политехнический университет», г. Томск, Россия

²НИИ онкологии Томского НИМЦ, г. Томск, Россия
e-mail: mss25@tpu.ru

В настоящее время врачи не могут обойтись без современных технологий для диагностики и лечения онкологических заболеваний [1]. Одним из таких новшеств является метод быстрого прототипирования. В работе [2] был предложен новый подход к проведению экспериментального планирования лучевой терапии с использованием индивидуальных фантомов, учитывающих анатомические особенности пациента. Авторы предложили изготавливать данные фантомы посредством метода послойного наплавления. Для реализации данной идеи необходимо изготовить материалы пригодные для использования в устройствах трехмерной печати с заданными индексами Хаунсфилда.

В ходе данной работы были изготовлены тестовые образцы из PLA-пластика [3] с различной массовой концентрацией металлической примеси в них: от 10% до 30% и разным коэффициентом наполнения: от 75% до 100%. Также определены рентгеновские и массовые плотности исследуемых объектов. В результате были получены зависимости рентгеновской и массовой плотностей от коэффициента наполнения тестового образца, с помощью которых, в дальнейшем, можно подобрать материал и параметры печати для имитации различных органов и тканей человека.

В результате проделанной работы было показано, что имеющиеся материалы позволяют имитировать как мягкие, так и костные ткани.

ЛИТЕРАТУРА

1. Климанов В.А. Дозиметрическое планирование лучевой терапии. Ч. 3: Лучевая терапия пучками с модулированной интенсивностью. Оптимизация облучения: учеб. пособие. — М.: МИФИ. — 2008.
2. Красных А.А., Берчук Д.Ю., Журавлев Д.В., Милойчкова И.А., Ю.М. Черепенников, С.Г. Стучебров Оценка возможности изготовления материалов, пригодных для устройств быстрого прототипирования, с заданными КТ-индексами // Ядерная физика и инжиниринг. — 2017. — Т. 8. — № 1. — С. 91—95.
3. Петрова Г.Н. и др. Исследование комплекса характеристик базовых материалов для FDM технологии аддитивного синтеза. Физико-механические и теплофизические свойства // Пластические массы. — 2016. — № 5—6. — С. 53—58.

СРАВНЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕГИСТРАЦИИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ РАЗЛИЧНЫХ ДЕТЕКТОРОВ

Шмакова Н. И.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: nschmackova97@gmail.com

В неразрушающем анализе ядерных материалов и радиоактивных веществ для регистрации гамма-квантов и их энергий используются различные типы детекторов.

В данной работе излучение радиоактивного материала регистрируется с помощью сцинтилляционного NaI детектора производства фирмы Canberra и Аспект, полупроводникового и планарного Ge детектора. Одной из важнейших характеристик детектора является эффективность регистрации гамма-квантов, испускаемых ядерным материалом или радиоактивным веществом. Эффективность регистрации показывает отношение количества зарегистрированных частиц к числу испущенных.

На рисунке 1 приведены результаты полученных экспериментальных данных.

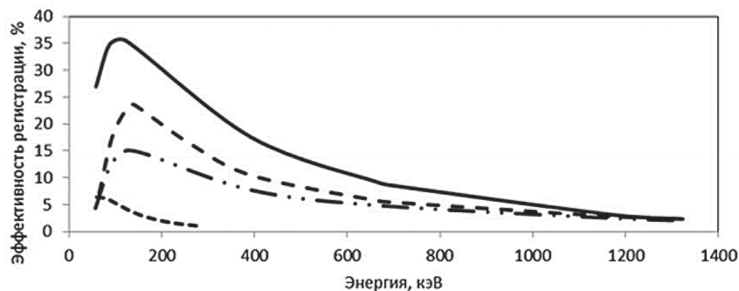


Рисунок 1 — Калибровки по эффективности спектрометрических систем

Наблюдается большая разница эффективности регистрации в области малых энергий, далее наблюдается снижение эффективности и впоследствии совпадения в области высоких энергий гамма-квантов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Райлли Д., Эннслин Н., Смит Х., Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: Пер. с англ. — М.: ЗАО «Издательство БИНОМ», 2000.

АНАЛИЗ И ОПТИМИЗАЦИЯ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ НАРАБОТКИ ИРИДИЯ-192 НА ПРОМЫШЛЕННОМ РЕАКТОРЕ

Щербаков А. В., Денисов С. В.

ФГУП «ПО «МАЯК», 456780, г. Озерск, пр-т Ленина, 31
cpl@po-mayak.ru

На ФГУП «ПО «МАЯК» изготавливаются источники гамма-излучения на основе радионуклида иридий-192 различного типа. Для регулярных поставок заказчику источников, соответствующих требованиям технической документации, существует необходимость проведения более точных расчетов наработки иридия-192. В связи с достаточным объемом статистических данных проведен анализ и оптимизация используемой математической модели наработки иридия-192 на тяжеловодном промышленном реакторе.

Проведены расчеты МЭД источников гамма-излучения на основе иридия-192 за период с января 2017 г. по февраль 2018 г. по исходной расчетной модели. С использованием критерия Стьюдента определены доверительные интервалы отклонений расчетных значений от фактических при вероятности $P = 0,95$, вычислено СКО расчетных значений МЭД от фактических для всех типов источников по всем поставкам за рассматриваемый период. Значения СКО для разных типов источников при вычислениях по исходной расчетной модели находятся в диапазоне 3—17%. Показано, что для некоторых типов источников при вычислениях по исходной расчетной модели имеется систематическая неопределенность, т. е. фактические значения МЭД систематически выше расчетных на величину 7—19%.

Рассмотрены два варианта оптимизации исходной математической модели: введение поправочного коэффициента μ , корректирующего итоговое расчетное значение МЭД; уточнение коэффициента k , корректирующего скорости ядерных реакций в исходной модели. Показано, что при введении поправочного коэффициента μ , а также уточнении коэффициента k : существенно уменьшается величина СКО до 3—6%; исключается систематическая неопределенность при выполнении расчетов. Отмечена возможность использования поправочных коэффициентов для проведения прецизионных расчетов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Денисов С. В., Щербаков А. В. «Расчет режимов облучения иридиевых блоков с заготовками для изготовления источников типа ГИИД в реакторе Л-2. МР-ЦЗЛ-506—2017». Методические рекомендации. Инв. № ЦЛ 1/603 н/с. ФГУП «ПО «МАЯК» 2017.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА МАТЕРИАЛОВ, ПОЛУЧАЕМЫХ МЕТОДОМ СВС

Юрченко М. Д.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: mdy2@tpu.ru*

В настоящее время развитие ядерной отрасли происходит очень быстрыми темпами. Вследствие развития самой отрасли и увеличения потребностей человека всё большее значение имеет качество используемых материалов, а также дешевизна их производства. Одним из самых важных элементов в ядерной промышленности является используемое топливо. Именно к нему должны устанавливаться самые высокие требования.

Традиционно используемое керамическое ядерное топливо имеет ряд недостатков. Главный из них — низкая теплопроводность (у оксидного топлива 4,5 Вт/(м·К) при температуре 800 °С), которая приводит к большому градиенту температур в таблетке, возникновению термических напряжений и растрескиванию хрупкой при высоких температурах керамики.

Из-за существующих недостатков используемого топлива всё чаще научное и инженерное сообщества присматриваются к перспективному аналогу — дисперсионному ядерному топливу (ДЯТ) [1]. Оно представляет собой матрицу из неделящегося вещества, в которую диспергированы топливные частицы.

Перспективным материалом для матрицы ДЯТ являются интерметаллиды — химические соединения двух и более металлов. Как правило, интерметаллические соединения обладают высокой твердостью, химической стойкостью, высокой температурой плавления, большей, чем у исходных металлов.

Экономически выгодным способом получения интерметаллидных соединений является самораспространяющийся высокотемпературный синтез (СВС) [2].

В данной работе проводилось исследование нейтронно-физических свойств полученной с помощью СВС матрицы NiAl: микроскопического и макроскопического сечений взаимодействия нейтронов с ядрами атомов решетки, а также толщины слоя полуослабления потока нейтронов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Алексеев С., Зайцев В., Толстоухов С. Дисперсионное ядерное топливо. — *Litres*, 2017/ — С. 5—20.
2. Амосов А. П., Боровинская И. П., Мержанов А. Г. Порошковая технология самораспространяющегося высокотемпературного синтеза материалов. — *Машиностроение-1*, 2007. — С. 7—12.

СЕКЦИЯ

**Химические технологии
атомной промышленности
и энергетики**

ВЫДЕЛЕНИЕ ОСКОЛОЧНОГО ПАЛЛАДИЯ ИЗ ПРОДУКТОВ РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ВВЭР-1000 НА ФГУП «ГХК»

Апалькова Е. В., Тихомиров Д. В., Жабин А. Ю., Апальков Г. А.

*ФЯО ФГУП «Горно-химический комбинат»,
662970, г. Железногорск, ул. Ленина 53,
e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su*

В отличие от содержащихся в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ) рутения и родия, палладий содержит долгоживущий радиоактивный изотоп Pd-107 ($T_{1/2} = 6,5 \times 10^6$ лет), что ставит под вопрос целесообразность извлечения палладия из ОЯТ. Однако по результатам исследований установлены перспективные области применения выделенного из ОЯТ осколочного палладия в технологиях переработки радиоактивных отходов ядерного топливного цикла: для иммобилизации иода-129, улавливания трития, изготовления защитных контейнеров [1], производство твердофазных катализаторов окислительно-восстановительных процессов для выделения и разделения актинидов в технологии радиохимической переработки ОЯТ.

Процесс выделения палладия из продуктов кислотного растворения волоксидированного ОЯТ включает 2 этапа. На первом этапе производят выделение в осадок более 78 % платиноидов отделением более 98 % образующихся при растворении ОЯТ взвесей [2]. Второй этап включает переработку твердой фазы с фракционированием и очисткой палладия от продуктов деления [3].

Предложенный метод предполагает перевод Pd в раствор при вскрытии осадка, селективное выделение из раствора восстановлением до металла на зернистом слое катализатора, отделение с поверхности катализатора раствором азотной кислоты. В качестве катализатора использовали платинированный силикагель и анионит ВП-1АП с содержанием платины 2,0 % масс. Переведение палладия в металлическую форму обеспечивает его очистку от продуктов деления вследствие минимизации их соосаждения с твердой фазой. В ходе лабораторной апробации на реальном топливе выход палладия составил более 95 %. Очистка палладия от продуктов деления составила $8,4 \times 10^4$ [4].

ЛИТЕРАТУРА

1. Труды Радиового института им. В. Г. Хлопина. Том XVII. 2014.
2. Жабин А. Ю., Апальков Г. А., Смирнов С. И., Апалькова Е. В. Патент на изобретение № 2607644, опубл. 10.01.2017.
3. Жабин А. Ю., Апальков Г. А., Смирнов С. И., Апалькова Е. В. Патент на изобретение № 2632498, опубл. 05.10.2017.

ОСОБЕННОСТИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЯЖЕЛЫХ МЕТАЛЛОВ РЕНТГЕНОФЛУОРЕСЦЕНТНЫМ МЕТОДОМ В ПРИРОДНЫХ ОБЪЕКТАХ

**Агеева Л. Д., Богачук А. В., Иванова И. И., Муслимова А. В.,
Рехтина Ю. К., Хохолкина А. В.**

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: alexandrabogachuk83@gmail.com*

Тяжелые металлы относятся к главным загрязняющим веществам, которые негативно влияют на природные объекты окружающей среды, а также отрицательно воздействуют на организм человека, вызывая различные заболевания. Поэтому их содержание необходимо контролировать в природных объектах, таких как вода, почва, растения.

Основными методами определения анализа тяжелых металлов является атомно-абсорбционный, фотоколориметрический и электрохимический. Недостатки этих методов — узкий перечень определяемых элементов, сложная трудоёмкая пробоподготовка, существенная продолжительность периода измерения, возможность анализа только жидких проб. Одним из наиболее развивающихся и перспективных методов контроля состава материалов является рентгенофлуоресцентный (РФА). Его достоинства — возможность проведения неразрушающего анализа, большой перечень определяемых элементов (от Na до U) в широком диапазоне концентраций (от 10^{-4} до 100 % мас), высокая скорость проведения анализа, простота подготовки как твердых, так и жидких проб.

Основным направлением работы является анализ почво-грунтов; питьевой, сточной, природной воды; растительных материалов. В 1990—2000 гг. на кафедре ХИТМСЭ СТИ НИЯУ МИФИ проводились работы по анализу таких образцов. Со временем у имеющихся ранее стандартов истек срок годности, поэтому были заказаны новые расширенные наборы стандартных образцов, а также специальные насосы и фильтры для подготовки водных проб.

Для проведения анализа сыпучих проб, проб растений, высушенных и истертых в порошок, был использован ручной пресс ПЛГ-20, а водные пробы сконцентрированы на специальном фильтре с помощью насоса. Подготовленные пробы помещались в спектроскан МАКС — GVM для последующего анализа. В ходе проведения исследования было установлено содержание тяжелых металлов в исходных образцах, а также подтверждена эффективность выбранного метода анализа.

ТЕРМОГРАВИМЕТРИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ СУБЛИМАЦИИ ФТОРИДОВ

Болдаков В. А., Федин А. С., Ожерельев О. А., Приставко В. Ю.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: ValentineAndrBol@Sibmail.com*

В процессе осуществления любых видов исследований или анализов экспериментатор всегда сталкивается с наличием в полученных данных ошибок и отклонений, искажающих результаты наблюдений. По характеру проявления различают случайные ошибки — обусловленные влиянием множества независимых факторов, систематические — связанные с несовершенством методик исследования, и грубые — возникающие при несоблюдении исследователем методических указаний, норм и правил [1].

Данная работа посвящена выявлению причин возникновения ошибок в процессе исследования сублимации фторидов, а также выработке методик, позволяющих избежать искажения аналитических данных. Установлено, что погрешности возникают как на этапе непосредственного проведения эксперимента инструментальными методами, так и в процессе статистической обработки полученных данных.

Ошибки, возникающие при непосредственном термическом анализе фторидов, обусловлены рядом факторов: взаимодействием сублимата и других продуктов термической обработки исследуемого образца с образцом сравнения; несоответствием свойств лабораторных керамических тиглей свойствам промышленных металлических; погрешностями пробоподготовки; неравномерностью теплового потока в испарителе.

Ошибки, возникающие в процессе статистической обработки данных эксперимента, связаны в первую очередь со сложностью учёта влияния на результат исследования побочных процессов, сопровождающих сублимацию, таких как десорбция поглощённых образцом газов [2].

Методы учёта данных факторов и минимизации их влияния на результаты исследования будут представлены в докладе.

ЛИТЕРАТУРА

1. Назаров Н.Г. Метрология. Основные понятия и математические модели. — М.: Высшая школа, 2002. — 348 с., ISBN: 5-06-004070-4.
2. Федин А.С., Ожерельев О.А. Методология исследований сублимационной очистки фторидов // Изв. вузов. Физика, 2013. — Т. 56. — № 4/2 — С. 312—320.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК АНОДНЫХ ПЛАСТИН ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ ФТОРА

Болтовская Н.А., Буланова Е. В., Софронов В.Л.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
nboltovskaya15@gmail.com*

Соединения фтора широко используют в химической, атомной и авиационной промышленности, в металлургии, в медицине и других отраслях. Так, газообразный фтор необходим для получения гексафторида урана (UF_6), который используется в атомной промышленности для разделения изотопов урана. Жидкая форма фтора используется для окисления ракетного топлива.

Кларк фтора в земной коре составляет 0,027. Для промышленного получения фтороводорода, исходного сырья для получения F_2 и его соединений, используют флюорит CaF_2 (плавиковый шпат). Получить свободный фтор химическим способом невозможно, так как ни один химический окислитель не может осуществить переход $2F^- \rightarrow F_2$. Поэтому, для получения F_2 применяют метод электролиза расплава дигидрофторида калия ($KF \cdot 2HF$). В промышленности наибольшее применение нашел среднетемпературный электролиз расплава $KF \cdot 2HF$.

Аноды представляют собой пластины, изготовленные из нефтяного кокса с пропиткой каменноугольным пеком, прошедшие обжиг, отвечающие требованиям технических условий ТУ 48-12-34-95.

Эффективность действия анода и его срок службы определяется конфигурацией анода и свойствами материалов, использованных при его изготовлении.

Нами были проведены исследования следующих видов анодов: «Донкарб» (г. Челябинск), «Auhui Tea&Exp.Co.Ltd» (Китай), «Durance Applied Materials (Dalian) Co. Ltd» (Китай), ООО «Волжский химкомплекс» (Россия).

При этом были определены следующие показатели анодов: токовая нагрузка, напряжение, температура, кислотность, уровень электролита, ресурс их работы и другие.

В докладе будут изложены основные результаты работы и ресурсы работы анодов различных производителей.

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ПРОЦЕССА ПЛАВЛЕНИЯ С ДЕЗАКТИВАЦИЕЙ РАДИОАКТИВНЫХ МЕТАЛЛОВ

Болтовская Н.А., Кропачев Е. В., Брендаков В. Н.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: nboltovskaya15@gmail.com*

Отсутствие эффективных технологий по переработке и утилизации металлических радиоактивных отходов, накопившихся в результате деятельности по использованию ядерной энергии: демонтажа отработавших ресурс энергоблоков и других объектов ядерной энергетики и атомной промышленности, приводит в современном мире к непрерывному наращиванию их объемов. Поэтому проблема обращения с металлическими радиоактивными отходами является одной из сложных экологических проблем.

Был изучен патент № 216.015.2 Е 35 от 10.04.2016 правообладателя Нестера Алексея Тадеушевича «Способ утилизации загрязненных радионуклидами металлических отходов», в котором описывался способ, включающий фрагментацию отходов, контроль радиоактивной загрязненности фрагментов отходов с расчетом допустимого уровня, плавление в индукционной печи на воздухе с добавлением рафинирующих флюсов, наведение и удаление шлака, разливку металла в изложницы и контроль слитков металла. На его основе разрабатывается математическая модель процесса плавления металла с разделением исходного вещества на чистый продукт и радиоактивный шлак. Создаваемая модель будет проверена на адекватность с помощью имеющихся в литературных источниках экспериментальных данных. Математическое моделирование процесса плавления с дезактивацией радиоактивных металлов осуществляется с целью получения оптимальных параметров, обеспечивающих уровень радиоактивной загрязненности металлов не превышающий ПДК (предельно допустимой концентрации) по соответствующим продуктам деления.

Создаваемая математическая модель будет способствовать организации технологического процесса в промышленности, способного вернуть чистый металл для его повторного неограниченного использования и сократить объем захораниваемых вторичных радиоактивных отходов в несколько раз.

ИНТЕНСИФИКАЦИЯ ПРОБОПОДГОТОВКИ БИОЛОГИЧЕСКИХ ПРОБ ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ УЛЬТРАФИОЛЕТОВОГО ОБЛУЧЕНИЯ С ЦЕЛЬЮ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЙОДИД-ИОНОВ ИОНОМЕТРИЧЕСКИМ МЕТОДОМ

Бондаренко А. И., Бурундукова С. А., Богданова С. А.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: zvetoc@mail.ru*

Биосреды являются сложными по составу объектами анализа, именно поэтому необходимо уделить особое внимание подготовке проб как наиболее важной стадии аналитического исследования, на которую приходится большая часть времени и которая в большей степени может повлиять на систематическую ошибку и конечный результат [1].

Достоинство фотохимического метода пробоподготовки заключается в его универсальности к различным классам органических веществ. Эффективность метода оценивается временем облучения пробы. Оптимальное время облучения для соответствующих проб определяется эмпирически как время достижения постоянной и воспроизводимой величины аналитического сигнала и является частью методики пробоподготовки. Для ускорения фотохимических реакций разложения растворенных органических веществ (РОВ) в пробу вводят различные окислители, способные вступать во взаимодействие как с растворенными органическими веществами, так и с промежуточными продуктами фотолиза. В качестве окислителей могут быть использованы: персульфаты, перхлораты, перманганаты, пероксид водорода, газообразные кислород и озон.

Другим способом увеличения скорости фотохимического разложения РОВ является применение фотокатализаторов, представляющих собой мелкодисперсные порошки полупроводниковых веществ: SnO_2 , ZnO , TiO_2 , WO_3 , CdS и др.

Цель проводимых исследований заключается в оптимизации условий пробоподготовки биологических материалов с применением УФО для определения йодид-ионов ионометрическим методом.

Задачи исследований — определение оптимального времени облучения пробы; подбор наиболее подходящего реагента для интенсификации процесса; повышение чувствительности аналитического сигнала.

ЛИТЕРАТУРА

1. Бок Р. Методы разложения в аналитической химии. — М. : Химия, 1984.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ И ОБОРУДОВАНИЯ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЕДНЕННОГО ГЕКСАФТОРИДА УРАНА

Бычков Н. А., Пищулин В. П.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: nikitabychkov@mail.ru*

В России накопились огромные количества обедненного гексафторида урана, который хранится в специальных контейнерах на площадках заводов. Несмотря на положительный опыт, накопленный в обращении с ОГФУ, его химическая агрессивность делает подобный способ хранения потенциально опасным, поскольку со временем контейнеры разгерметизируются и загрязняют окружающую среду.

Обедненный гексафторид урана требует переработки его до фтороводорода и твердых оксидов урана с целью утилизации фтора, перевода в компактное твердое состояние, пригодное для безопасного длительного хранения, устранения экологических рисков. Наиболее простым и экономичным методом переработки является пиролиз гидролиза UF_6 с последующим получением оксидов урана и фтористоводородной кислоты 70% HF. Нами разработан метод переработки фтористоводородной кислоты до безводного фтороводорода.

Предложена аппаратно-технологическая схема процесса. ОГФУ обрабатывается водяным паром и водородом в плазмохимическом реакторе или в комбинированном реакторе компании «AREVA» с получением твердого октаоксида триурана (U_3O_8) и парогазовой фазы, содержащей фтороводород. Парогазовая фаза конденсируется в виде фтороводородной кислоты, после чего попадает на узел ректификации, где получаем безводный фтороводород и 40%-ю плавиковую кислоту.

Переработка отвального UF_6 дает возможность безопасного хранения твердого октаоксида три урана до его использования в ядерном энергетическом комплексе в реакторах на быстрых нейтронах и регенерации фтора в виде фтороводородной кислоты и безводного фтороводорода.

ЛИТЕРАТУРА

1. Химия и технология урана: Учебное пособие для вузов / Н. С. Тураев, И. И. Жерин. — М. ЦНИИАТОМИНФОРМ, 2005. — 407 с.: ил.
2. Технология урана и плутония: учебное пособие / А. А. Маслов, Г. В. Каляцкая, Г. Н. Амелина, А. Ю. Водянкин, Н. Б. Егоров. — Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2007. — 93с.

ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИЕ ИСТОЧНИКИ ТОКА И ПЕРСПЕКТИВЫ ИХ РАЗВИТИЯ

Воробьёв А. И., Зубарев Е. А., Гузеев В. В.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: nsc_2012@mail.ru, zubr.egrus@gmail.com, uranilf@yandex.ru*

В современном мире электроника становится всё доступнее и разнообразнее. Это телефоны, ноутбуки, планшеты, различные гаджеты. Все они обладают более мощной и сложной «начинкой» по сравнению с предыдущим поколением: процессоры становятся мощнее, экраны ярче, а габариты меньше. Но на фоне этих преобразований выделяются технологии питания, немного отстающие по темпам развития. Обычных аккумуляторов и батарей становится не достаточно для питания последних достижений электронной индустрии, а без надежных и ёмких батарей теряется смысл беспроводности и мобильности.

На данный момент в мобильных устройствах наиболее распространены литий-ионные (Li-Ion) и литиево-полимерные (Li-Pol) батареи. Преимущества данных батарей: высокая энергетическая плотность, отсутствие «эффекта памяти». Недостатком является быстрое старение аккумулятора.

В настоящее время идёт поиск возможностей сохранять значительный объём энергии в компактных объёмах аккумулятора. Ученые выделяют несколько перспективных технологий аккумуляторных батарей: литий-серные (Li-S), литий-воздушные (Li-O₂), литий-нанофосфатные, магниевые-серные (Mg/S). В действительности, технологий гораздо больше. Ученые и исследователи работают не только над созданием новых решений, но и над улучшением уже существующих.

Так как большинство разработок базируется на использовании лития в качестве основного компонента, закономерно увеличивается цена на этот металл. Это ведет либо к подорожанию АКБ и, следовательно, устройств с их использованием, либо к применению более дешёвых материалов, что ведёт к уменьшению автономности гаджетов. Поэтому, в настоящее время, тема развития электрохимических источников тока очень важна и нами изучаются теоретические возможности создания аккумуляторных батарей не связанных с литием.

ОСНОВНЫЕ АСПЕКТЫ ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ И ПРИМЕНЕНИЯ ГАДОЛИНИЯ

Грачев Е. К., Самосудова А. В., Молоков П. Б.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: e. k.grachev@gmail.com*

В современной атомной промышленности, с каждым годом, появляются новейшие технологии и опытно-конструкторские решения, способные к модернизации технологий предыдущих лет, а так же способствующие появлению более совершенных технологических решений.

Однако на протяжении всего времени существования атомной промышленности, главной проблемой, которая мешает ускоренному развитию, является высокий уровень ионизирующего излучения. Это явление всегда будет сопровождать использование атомной энергии. Поэтому одной из важнейших задач современной науки, является изобретение более совершенных методов борьбы с ионизирующим излучением.

Существует множество различных методов и материалов для поглощения излучения. В настоящее время, наиболее широко используются материалы, основой которых является бор. Его широкое применение обусловлено высоким сечением захвата нейтронов изотопа ^{11}B . Но в современных технологиях, одними из которых являются реакторы на быстрых нейтронах, появляется еще более высокий уровень излучения, в связи использования большого количества плутония. Поэтому, для решения данной задачи требуется применения материалов с еще более высоким сечением захвата нейтронов и более лучшими ядерно-техническими характеристиками.

Основным компонентом таких материалов может послужить гадолиний. Из всех стабильных элементов, он обладает наивысшей способностью к захвату нейтронов. Изотоп ^{157}Gd имеет сечение захвата — 254 000 барн, что в 66 раз больше сечения захвата ^{11}B . Но по себестоимости технология получения гадолиния значительно дороже, чем технология получения бора. Так же, руды, содержащие в себе гадолиний, чаще всего являются радиоактивными, вследствие присутствия в них тория.

Авторами доклада будут рассмотрены основные аспекты технологии получения и применения гадолиния, а так же предложены альтернативные и более экономически выгодные методы получения данного материала.

МЕТОДЫ ПЕРЕРАБОТКИ ОКСИДА СКАНДИЯ И ПОЛУЧЕНИЕ ВЫСОКОЧИСТОГО СКАНДИЯ

Дорощенко А. О. Макашеев Ю. Н.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: Doroshchenko@sibmail.com*

Скандий является редкоземельным рассеянным элементом и поэтому, несмотря на довольно значительное содержание его в земной коре ($10^{-3}\%$ по массе), собственных месторождений не образует. Скандий уникален тем, что даже небольшое добавление его к алюминию позволяет создать материал с очень высоким соотношением прочности к плотности. По этому показателю (удельной прочности) алюмо-скандиевые сплавы на 50% превосходят все известные высокопрочные соединения металлов (на 20% — даже титановые сплавы).

Получение металлического скандия — очень трудоемкий и многостадийный процесс, обусловленный его высокой химической активностью и поэтому требует дальнейшего совершенства. Известны способы металлотермического получения металлического скандия и электролизом расплава солей, калия и лития. В настоящее время скандий получают, главным образом, путем восстановления фторида или хлорида скандия металлическим кальцием. Существует способ превращения оксида скандия во фторид путём обработки его фтористым водородом. Доведение скандия до чистоты 99% и выше — многоступенчатый дистилляционный процесс. Так получают скандий в виде слитков. Мелкодисперсный порошок скандия получают методом гидрирования. Оксид скандия используется для изготовления стаканов сталеразливочных ковшей при разливке высоколегированных сталей. Изотоп скандий-46 используется для контроля процессов в металлургии. Скандий применяется для создания высокопрочных алюминиевых конструкционных материалов в ракетно- и самолетостроении. Скандий, в виде микродобавок, применяется для создания ферритов элементов памяти компьютеров. Применяется при производстве люминесцентных ламп, для создания экранов электронно-лучевых приборов, экранов рентгеновских аппаратов. Микродобавки скандия в элементы ядерных реакторов придают им высокоэффективные свойства замедлителей нейтронов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Романова А. Д., Фаворская Л. В., Пономарев В. Д. // АН Каз. ССР. — Сер. техн. и хим. наук. — 1964, — № 3. — С. 49—53.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ МЕТОДОМ АЭС-ИСП В РАСТВОРАХ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ МОНАЦИТОВОГО КОНЦЕНТРАТА

Дружинина О. А., Максимова А. А., Молоков П. Б., Молокова Т. А.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: n-tatyanka@mail.ru*

Редкоземельные элементы (далее — РЗЭ) широко используются в атомной промышленности и входят в состав сплавов и различных защитных покрытий. РЗЭ такие как Gd, Sm, Eu благодаря высокому сечению захвата тепловых нейтронов используются для изготовления регулирующих стержней ядерных реакторов. Эффективность применения чистых РЗЭ во многом зависит от примесей входящих в состав, который влияет на структуру и свойства материалов. Анализ РЗЭ является сложной задачей, особенно в части определения примесей, из-за сходства их физико-химических свойств. Поэтому требуется применение высокочувствительных, многоэлементных, селективных и точных методов анализа. Одним из таких является атомно-эмиссионный спектральный метод с индуктивно-связанной плазмой (АЭС-ИСП).

Данная работа посвящена поиску оптимальных параметров определения РЗЭ методом АЭС-ИСП в растворах азотнокислого выщелачивания монацитового концентрата. Исходный монацитовый концентрат представляет собой минерал состоящий из фосфатов РЗЭ в основном легкой группы. Из-за того, что в составе присутствуют Th (5—7 %) и U (до 1 %), минерал является радиоактивным. В получаемом растворе азотнокислого выщелачивания данного концентрата помимо РЗЭ, урана и тория присутствует значительное содержание различных примесей, таких как: железо, титан, кремний и кальций.

В литературе [1] встречаются методики определения РЗЭ методом АЭС-ИСП в присутствии значительного количества примесей, но при этом проводится предварительная пробоподготовка, по их разделению. В данной работе рассматриваются вопросы поиска оптимальных условий анализа для одновременного определения РЗЭ методом АЭС-ИСП свободных от спектральных наложений друг на друга урана и тория на примере раствора выщелачивания монацитового концентрата.

ЛИТЕРАТУРА

1. Наумова Ю.А., Сапожникова Н.В., Егорова О.Н., Лумпов А.А. Определение РЗЭ в азотнокислых растворах с высоким содержанием урана и макрокомпонентов // ЖАХ. — 2015. — Т. 70. — № 4. — С. 389—398.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ЭКСТРАКЦИОННОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ УРАНА

Дюндик А. С., Шагалов В. В.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: ndyundik@ya.ru*

В настоящее время основным промышленным методом концентрирования урана из продуктивных растворов подземного выщелачивания является сорбция. Образующиеся десорбаты подвергаются осаждению с последующей прокалкой до октаоксидатриурана (U_3O_8). Полученный при этом урановый концентрат должен легко фильтроваться, промываться и высушиваться, а также не должен содержать существенных примесей. Чаще всего в качестве осадителя используется пероксид водорода, аммиак или гидроксид натрия. Метод осаждения высокоселективный, но требует тщательного соблюдения условий его проведения и большого количества реагентов. Кроме того, в зависимости от выбора осадителя, в результате образуется трудно фильтруемый аморфный пероксид урана или диуранаты различного состава, содержащие кристаллизационную воду. В связи с этим рассматривается возможность перехода от прямого осаждения урана к экстракционному осаждению.

Экстракционный метод осаждения позволяет осуществить выделение урана и более тонкую очистку от примесей — аффинаж. В качестве экстрагента из азотнокислых растворов наибольшее распространение получил трибутилфосфат (C_4H_9)₃PO₄. Таким образом, применение аммиачной селитры для десорбции урана с анионнообменных смол позволяет использовать ТБФ в качестве экстрагента или его синергетических смесей с аминами.

Для получения закиси-окиси урана (U_3O_8), удовлетворяющей требованиям ядерной чистоты, эффективно применение твердофазной рекстракции урана в виде аммонийуранилтрикарбоната ($(NH_4)_4[UO_2(CO_3)_3]$) с последующим прокаливанием. В качестве рекстрагента при этом используется $(NH_4)_2CO_3$, который легко регенерируется и может использоваться снова.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРИБОРОВ НА ОСНОВЕ ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМЫ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ УРАНА В РАСТВОРЕ

Елкова А. К., Ипатов Д. С., Молокова Т. А.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: n-tatyanka@mail.ru*

При переработке многокомпонентных урансодержащих продуктов существует необходимость измерения концентрации урана в различных растворах. С этой задачей можно справиться благодаря методам с использованием индуктивно связанной плазмы.

В технике используется два метода идентификации элементов после индуктивно-связанной плазмы:

- масс-спектрометрия с индуктивно связанной плазмой (ИСП-МС);
- атомно-эмиссионный анализ с индуктивно связанной плазмой (ИСП-АЭС).

ИСП-АЭС — это метод измерения излучения, испускаемого элементами в пробе, помещенной в индуктивно-связанную плазму. Важным достоинством является возможность бесконтактного, экспрессного, одновременного количественного определения большого числа элементов в широком интервале концентраций. Предел обнаружения по урану составляет 10 мкг/дм³.

Метод ИСП-МС основан на использовании индуктивно-связанной плазмы в качестве источника ионов и масс-спектрометра для их разделения и детектирования. Данный метод позволяет выполнять анализ объектов в диапазоне элементов от Li до U, включая элементы с высокими потенциалами ионизации: P3Э, Zr, Nb, W и др. Одним из ограничений метода является так называемый матричный эффект, проявляющийся, как правило, в занижении результатов измерений. Предел обнаружения по урану составляет 0,001 мкг/дм³.

Методы с индуктивно связанной плазмой благодаря высокой чувствительности по отношению к большинству элементов, возможности их одновременного определения и высокой производительности заняли ведущее положение среди инструментальных методов элементного анализа.

ЛИТЕРАТУРА

1. Беков Г. И., Бойцов А. А., Большов М. А. и др. Спектральный анализ чистых веществ / под ред. Х. И. Зильберштейна. — СПб. : Химия, 1994. — 336 с.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ИЗ ВОДНО-ОРГАНИЧЕСКИХ НИТРАТНЫХ РАСТВОРОВ ДЛЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ВИДОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Зубов В. В., Каренгин А. Г.

*Томский политехнический университет,
634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
E-mail: kaberne1812@yandex.ru*

Одним из перспективных направлений дальнейшего развития атомной энергетики является использование дисперсионного ЯТ, в котором ядерные материалы в виде гранулированных оксидных композиций размещают в матрице, имеющей высокий коэффициент теплопроводности [1]. Однако использование в качестве матрицы порошков металлов (алюминия, молибдена, вольфрама, нержавеющей стали и др.) увеличивает коэффициент теплопроводности, но приводит к ухудшению нейтронного баланса дисперсионного ЯТ из-за резонансного поглощения нейтронов.

Предлагается совместный плазмохимический синтез наноразмерных оксидных композиций, включающих ядерные материалы (оксиды урана, тория, плутония) и матрицу (оксиды магния, бериллия и др.) с высоким коэффициентом теплопроводности и низким резонансным поглощением нейтронов, из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР) на основе смесевых водных нитратных растворов и органического компонента (спирты, кетоны и др.). Это обеспечит прямой плазмохимический синтез в воздушной плазме нанодисперсных оксидных композиций с гомогенным распределением фаз и требуемым стехиометрическим составом ($MgO-UO_2$, $MgO-UO_2-PuO_2$ и др.) без дополнительного водородного восстановления, а также высокую производительность и существенное снижение энергозатрат на их получение.

Для прямого плазмохимического синтеза ВОНР предлагается использование воздушно-плазменного потока, генерируемого высокочастотным плазмотроном.

Для определения оптимальных режимов процесса плазмохимического синтеза ВОНР были проведены расчеты равновесных составов газообразных и твердофазных продуктов. Для расчетов использовалась лицензионная программа «TERRA».

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при разработке альтернативной отечественной энергоэффективной технологии плазмохимического синтеза нанодисперсных оксидных композиций для перспективных видов ядерного топлива.

ЛИТЕРАТУРА

1. Алексеев С. В., Зайцев В. А., Толстоухов С. С. Дисперсионное ядерное топливо. — М. : Техносфера, 2015. — 248 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ УСЛОВИЙ СИНТЕЗА МЕЛКОДИСПЕРСНОГО СЕРЕБРА НА ЕГО ГРАНУЛОМЕТРИЧЕСКИЙ СОСТАВ

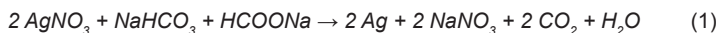
Ивашкевич Н. А., Аюпова Д. С., Волкова Т. С., Рудских В. В.

*Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк», г. Озерск Челябинская область, пр-т Ленина, 31
E-mail: cpl@po-mayak.ru*

Серебро благодаря своим физико-химическим свойствам находит широкое применение в различных областях промышленности. Для широкого спектра применений требуется мелкодисперсный порошок металлического серебра. Известны различные способы получения порошков серебра. Для получения мелкодисперсных порошков серебра весьма распространены восстановительные способы.

Цель настоящей работы заключалась в исследовании особенностей протекания процесса восстановления в водном растворе нитрата серебра формиатом натрия в присутствии гидрокарбоната натрия, представляющего практический интерес с точки зрения получения мелкодисперсных порошков серебра с воспроизводимым гранулометрическим составом.

Синтез порошка серебра осуществляли в соответствии с уравнением реакции:



На основании проведенных исследований можно сделать вывод, что введение в раствор дополнительного реагента — восстановителя (NaHCO_3), вызывающего осаждение малорастворимых соединений серебра, способствует повышению дисперсности нарабатываемого порошка серебра. При этом достигается хорошая воспроизводимость гранулометрического состава порошка.

Подтверждена необходимость многократной промывки синтезируемого порошка для удаления нитрата натрия. Проведения пяти промывок горячей деионизованной водой достаточно для отмывки небольшой партии (несколько грамм) синтезированного порошка от ионов натрия. Исследовано влияние величины pH раствора восстановителя на процесс восстановления серебра. Установлено, что проведение процесса восстановления серебра в кислой среде приводит к неполному переходу серебра из раствора в осадок, что обуславливает большие потери драгоценного металла (более 30 %).

ЭЛЕКТРОННО-МИКРОСКОПИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ И ИЗУЧЕНИЕ ВЛИЯНИЯ АКТИВИРУЮЩИХ ДОБАВОК НА ПОЛУЧЕНИЕ ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ МЕТОДОМ СВС

Косолапова Д. А., Урсакий О. В., Циркунов П. Т.,
Гузеева Т. И., Муслимова А. В.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65,
e-mail: t.guzeeva@yandex.ru*

Большой интерес в промышленности представляют пористые материалы, полученные методом СВС [1]. Синтезированный пористый материал может быть использован в качестве фильтрующего материала в высокоагрессивных средах, например, в фильтрах фторсодержащих газов после пламенного реактора производства гексафторида урана, а также являться носителем для катализаторов, или самостоятельно выполнять функции катализатора.

Структура изделий, полученных методом СВС, зависит от качественного и количественного состава исходных порошков, дисперсности и других факторов. С помощью сканирующего электронного микроскопа (СЭМ) были исследованы структуры порошков алюминия, титана, никеля и оксида ванадия (V). Электронно-микроскопический анализ показал, что мелкодисперсные порошки агломерируются и образуют достаточно крупные частицы. С помощью энергодисперсионной приставки СЭМ был определен состав порошков.

Синтез СВС-структур проводили в кварцевом толстостенном реакторе при остаточном давлении 1—3 мм рт. ст. Инициирование реакции синтеза осуществляли электродуговым нагревом.

Установлено, что введение в состав смеси порошков Ti: Ni оксида ванадия (V), активирует процесс горения, скорость которого возрастает в 1,5—2 раза при введении 1—6% V_2O_5 , соответственно.

Полученная структура интерметаллида имеет развитую поверхность, высокую пористость, большую поверхность контакта. Материал имеет высокую прочность и термостойкость.

В настоящее время проводятся эксперименты и сравнительный анализ по использованию в качестве активирующих добавок оксидов церия, иттрия, хрома и марганца.

ЛИТЕРАТУРА

1. Мерджанов А. Г., Мукасян А. С. Твердопламенное горение. — М.: Торус Пресс, 2007. — 336 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСТВОРИМОСТИ СУЛЬФАТОВ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Кузьмин А. А., Калашников А. В.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: powermoveae@gmail.com.*

К редкоземельным элементам (РЗЭ) относятся иттрий и лантаноиды. В минералах одновременно содержатся практически все РЗЭ — особенность их нахождения в природе. Основные сферы применения РЗЭ — высокоэнергетические постоянные магниты, современные конструкционные материалы, автомобильные катализаторы, высококачественная оптика и стекло. Добывают РЗЭ, в основном, из минералов-фосфатов или минералов-фторокарбонатов. Один из самых распространенных способов переработки РЗЭ — сернокислотная обработка, из-за эффективности ее как вскрывающего агента и относительной дешевизны. Получаемые растворы выщелачивания имеют сложный состав: так, при разложении монацита серной кислотой в растворе наряду с избыточной H_2SO_4 также будут присутствовать фосфат-ионы, а фторкарбонатов — фторид-ионы. В результате значения растворимостей сульфатов РЗЭ могут значительно отличаться от справочных.

В связи с этим были проведены исследования по влиянию на растворимость сульфата неодима ряда примесей в следующем порядке: 1) получали сульфат неодима из оксида; 2) определяли влажность и количество кристаллизационной воды в полученном продукте; 3) растворяли его в растворе, содержащем $[PO_4^{3-}] = 0,2$ г/дм³ и $[F^-] = 0,05$ г/дм³ при разных температурах до прекращения растворения; 4) после фильтрования проводили анализ элементного состава растворов на атомно-эмиссионном спектрометре.

Было выявлено, что при повышении температуры растворимость уменьшается: при 15 °С растворимость равна 63,4 г/дм³, при 25 °С — 47,3 г/дм³, при 50 °С — 42,0 г/дм³, что отличается от теоретической растворимости 52,8, 37,6, 27,2 г/дм³ для 15, 25 и 50 °С, соответственно.

ЛИТЕРАТУРА

1. Радионуклиды в технологии переработки концентратов редких и редкоземельных металлов / под ред. д-ра геол. — мин. наук, академика Н.П. Лавёрова. — Томск: Изд-во НТЛ, 2015. — 280 с.
2. Соединения редкоземельных элементов. Сульфаты, селкаты, теллулаты, хроматы/ Л.Н. Комиссарова, Г.Я. Пушкина, В.М. Шацкий и др. — М.: Наука, 1986. — 366с.

ОПЫТНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ ПУСКОВОГО КОМПЛЕКСА ОПЫТНО-ДЕМОНСТРАЦИОННОГО ЦЕНТРА ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000

Курский И. А., Сеелев И. Н., Тихомиров Д. В.

*Федеральное государственное унитарное предприятие
«Горно-химический комбинат» (ФГУП «ГХК»), г. Железногорск,
atomlink@mcc.krasnoyarsk.su*

Опытнo-демонстрационный центр на ФГУП «ГХК» предназначен для отработки инновационных технологий переработки ОЯТ ВВЭР-1000 и методов по обращению с образующимися РАО. Исходным сырьем ОДЦ является ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 с выгоранием не более 50 ГВт·сут/т урана и временем выдержки не менее 7 лет.

В конце 2015 года был введен в эксплуатацию пусковой комплекс ОДЦ, состоящий из комплекса исследовательских «горячих» камер (ИГК) производительностью до 5 т ОЯТ в год и аналитической лаборатории. Пусковой комплекс является самостоятельным автономным производством, позволяющим реализовывать отработку новых технологий переработке ОЯТ в опытнo-промышленном масштабе.

ИГК включают в себя: камеру перегрузки ОТВС; камеру разборки ОТВС и фрагментации твэлов; камеру растворения и осветления топлива (ИГК-1); камеру волоксидации ОЯТ (ИГК-2); камеру упаривания и СВЧ-кальцинации (ИГК-3); камеру получения смешанных оксидов урана и плутония (ИГК-4); камеру экстракционной переработки ОЯТ (ИГК-7); камеру реэкстракции урана, регенерации оборотного экстрагента, упаривания реэкстракта урана и кристаллизации плава ГНУ (ИГК-8); камеру упаривания САО, щелочного осаждения маточных и дренажных растворов (ИГК-9).

В ходе выполнения НИОКР в рамках государственного контракта на пусковом комплексе ОДЦ была произведена отработка инновационной технологии переработки ОЯТ с использованием реального облученного топлива.

Основные достигнутые результаты: полностью произведена разделка и переработка одной ОТВС ВВЭР-1000; отработаны режимы волоксидации ОЯТ, достигнута степень волоксидации 97,8%, коэффициент очистки от трития составил более 99,995%; испытана конструкция насыпного фильтра с переменным сечением и разным фракционным составом насадки; опробован ЭКСХРОМ-процесс с концентрацией урана в потоке питания 526 г/л; достигнута кратность упаривания высококонцентрированного рафината 5 при отсутствии осадкообразования.

ПЕРЕРАБОТКА ВЫСОКООБОГАЩЕННОГО И ОБЕДНЕННОГО УРАНА

Миронов В. В., Семенов С. С., Циркунов П. Т.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: vlad-vlad-mironov98@mail.ru*

В рамках проекта «Прорыв» предполагается реализация закрытого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). После компаниции отработанное топливо очищают от осколков деления урана, и добавляют новую порцию урана-238, а затем рефрабрицированное топливо используют вновь. ЗЯТЦ позволяет эффективнее использовать уран, существенно уменьшается необходимость в его дополнительной добычи и обогащении. А если учитывать то, что за годы существования атомной отрасли человечество накопило значительное количество обедненного и оружейного урана, можно будет практически полностью отказаться от добычи урана на многие годы.

Основное количество обедненного урана храниться в виде отвального гексафторида урана, и лишь незначительная часть используется в качестве бронебойных подкалиберных снарядов и бронелистов. Переработать гексафторид урана возможно с помощью технологии пиро-гидролиза, при этом получить ценный продукт — безводный фтористый водород [1].

Что касается оружейного урана и плутония, то за годы холодной войны в мире их было накоплено в чрезмерном количестве. После развала СССР были предприняты попытки о частичной утилизации оружейного урана. Так 18 февраля 1993 года было заключено соглашение ВОУ-НОУ между правительствами РФ и США о переработке российского оружейного высокообогащенного урана (ВОУ) в низкообогащенный уран (НОУ). Для этой цели была разработана уникальная технологическая схема переработки, она осуществлялась на предприятиях АЭХК, УЕХК, СХК, ПО ЭХЗ, ПО Маяк. В настоящее время Соглашению ВОУ-НОУ позволило России стать лидером в области переработки оружейного урана.

Таким образом, существующие российские технологии позволяют не только практически отказаться от добычи урана, но и обезопасят мир, уменьшив количество ядерного оружия и ядерных отходов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Жиганов А. М., Гузев В. В., Андреев Г. Г. Технология диоксида урана для керамического ядерного горючего. — Томск: SST, 2002. — С. 57.

АТОМНО-ЭМИССИОННЫЙ СПЕКТРАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОДУКТОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОКСИДНЫХ РАСПЛАВОВ

Михайлова Т. А., Закатнова М. В., Хамдеев М. И., Ерин Е. А.

*Акционерное общество «Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»,
433510, г. Димитровград Ульяновской обл., Западное шоссе, 9
e-mail: niiar@niiar.ru*

Расплавы на основе молибдатов щелочных металлов известны как перспективные среды для пирохимической переработки ОЯТ с 80-х годов прошлого века и не утратили значимость в настоящее время.

В связи с этим, представляется актуальным исследование условий и режимов вскрытия кислотного разложения молибдатов щелочных металлов [1] для последующего их анализа на содержание урана, молибдена и неодима атомно-эмиссионным методом.

Образцы молибдатных расплавов, поступившие на анализ, условно можно разделить на несколько групп: группа 1 — образцы представляющие собой крупнокристаллические порошки черного цвета с белыми вкраплениями; группа 2 — образцы представляющие собой стекловидные гранулы от светло-желтого до желтого и от светло-коричневого до коричневого цвета.

Образцы перед растворением (кислотным вскрытием) подвергались гомогенизации путем измельчения в агатовых ступках.

В результате проведенных исследований были выбраны условия и режимы кислотного вскрытия проб молибдатных солевых расплавов щелочных металлов: масса навесок варьировалась от 50 мг до 500 мг, растворение проводилось при постоянном нагревании (≈ 60 °С), в течение 1-2 час, при соотношении концентрированных азотной и соляной кислот от 1,5 до 3 для группы № 1 и соотношении бидистиллированной воды и концентрированной азотной кислоты от 2 до 5 для группы № 2 в зависимости от массы и состава навески.

В указанных условиях растворения молибдатных солевых расплавов было проанализировано более 50 образцов на содержание урана, молибдена и неодима.

ЛИТЕРАТУРА

1. Лидин Р. А., Молочко В. А., Андреева Л. Л. Справочник неорганическая химия в реакциях. — М., 2007.

ОСОБЕННОСТИ ИЗВЛЕЧЕНИЯ СОЕДИНЕНИЙ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ИЗ РАЗЛИЧНОГО СЫРЬЯ

Муслимова А.В., Буйновский А.С., Софронов В.Л.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г.Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail:klameri@mail.ru*

Редкоземельные металлы (РЗМ) обладают уникальными свойствами, в связи с чем они являются востребованными в самых различных отраслях промышленности, в первую очередь наукоемких. В России имеется достаточное число источников, откуда их можно извлекать попутно:

– апатитовое и фосфоритовое сырье. ОАО «ГМЗ» экспортировал в Китай выделенные из апатитового сырья концентраты РЗМ легкой группы, в том числе иттрия и неодима [1]. Производство оксидов ЛРЗМ из апатита создано фирмой «Акрон», а в ООО «ЛИТ» ГК «Скайград» проведены испытания по получению CeO_2 и Nd_2O_3 из фосфогипса [2];

– растворы подземного выщелачивания урана (АО «Далур»), которые также содержат скандий и РЗМ.

Получают развитие работы, связанные с освоением уникального комплексного Томторского месторождения, содержащего такие ценные металлы, как (ниобий, РЗМ, скандий, но значительным препятствием разработки отечественных комплексных редкоземельных месторождений в целом является необходимость значительных капиталовложений, требование разработок уникальных технологий обогащения и многостадийного вскрытия. Еще одной проблемой переработки редкоземельного сырья является его радиоактивность. В силу близости химических свойств редкоземельные элементы в природе практически всегда сопровождают торий в тех или иных концентрациях, с чем, например, связана проблема переработки монацитовых концентратов (Свердловская обл.): по величине удельной активности данные концентраты относятся к IV классу минерального сырья (СанПиН 2.6.1.2800-10).

ЛИТЕРАТУРА

1. Редкие металлы Сергея Махова [Электронный ресурс] // Редкие земли. — 2016. — 29 октября. — URL: <http://rareearth.ru/ru/pub/20161029/02819.html>.
2. Семенов А.А. Технология разделения редкоземельного концентрата, выделенного из фосфогипса, с получением диоксида церия и оксида неодима : автореф. дис. ... канд. техн. наук : 05.17.01 / Семенов А.А. — М., 2016. — 25 с.

ПОДГОТОВКА ПОВЕРХНОСТИ ТИТАНА К НАНЕСЕНИЮ ЗАЩИТНОГО ОКСИДНОГО СЛОЯ

Ожигова А. А., Зеличенко Е. А.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: jkuroki@inbox.ru*

По своим физико-механическим свойствам титан и его сплавы превосходят большинство конструкционных материалов, например, сталь и алюминий, поэтому они стали ключевыми и безальтернативными материалами для стратегических отраслей. Все шире титан используют в качестве конструкционного материала для строящихся объектов атомной энергетики.

В процессе эксплуатации от изделий порой требуются свойства, не относящиеся к основному металлу, поэтому поверхность титана пассивируют или наносят специальные гальванические или химические покрытия.

Получение инертной пленки на титане и его сплавах позволяет:

- повысить химическую стойкость;
- изменить окраску его поверхности придавая декоративность;
- повысить адсорбционную способность поверхности для последующего нанесения лакокрасочных покрытий.

Чтобы получить качественное покрытие, необходимо провести тщательную подготовку поверхности, которая включает в себя: обезжиривание, удаление окалины и придание требуемой шероховатости [1].

Особую сложность при нанесении электрохимических покрытий на титан и его сплавы представляет поверхностная природная оксидная пленка — окалина, которая трудно удаляется и чрезвычайно легко восстанавливается на воздухе, в воде и в различных растворах. Именно поэтому важным этапом в подготовке поверхности к нанесению покрытия является удаление этой пленки при помощи химического травления поверхности [2].

Исследована поверхность титановых пластин марки ВТ1-0 на оптическом микроскопе и с помощью СЭМ при различных условиях химической обработки.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дасоян М. А. и др. Технология электрохимических покрытий: учебное пособие. — Л.: Машиностроение. Ленингр. Отд-ние, 1989. — 391 с.
2. Усова В. В., и др. Травление титана и его сплавов. — М.: Металлургия, 1984. — 128 с.

ОГНЕУПОРНОЕ ЛАКОКРАСОЧНОЕ ПОКРЫТИЕ ДЛЯ ТРАНСПОРТНОГО УПАКОВОЧНОГО КОНТЕЙНЕРА

Попова К. Е., Семенов С. С., Циркунов П. Т., Калаев М. Е., Гузеев В. В.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: svinks13@gmail.com*

Отработавшее ядерное топливо перевозят в специальных транспортных упаковочных контейнерах (ТУК). Одним из их требований безопасности является устойчивость в течении 30 минут к воздействию открытого огня [1]. Если покрыть ТУК теплоизоляционным огнеупорным покрытием, то он начнёт перегреваться изнутри, из-за реакции деления радиоактивных отходов. Таким образом, нужно продумать систему защиты от огня так, чтобы происходил как отвод тепла изнутри ТУК, так и не допускался его приход из окружающей среды. Причём конструкционные изменения ТУК должны быть минимальными. Решить эту проблему возможно если установить на ТУК дополнительный огнеупорный чехол. Между ТУК и чехлом должен быть воздушный промежуток с естественной циркуляцией, которая идёт за счёт разности температуры в промежутке и окружающей среды. Воздух всасывается и выходит через отверстия в крышке чехла. Размеры промежутка и циркуляция воздуха подбираются таким образом, как если бы чехла не было и ТУК просто охлаждался воздухом окружающей среды. ТУК окрашивается разрабатываемой наноструктурированной высокотемпературной термостойкой высокотеплопроводной краской чёрного цвета, которая улучшает теплообмен с воздухом, и защищает от коррозии конструкционный материал ТУК.

Чехол со внешней стороны покрывается наноструктурированной высокотемпературной краской с низкой теплопроводностью белого цвета, которая защищает ТУК от открытого огня. Чехол может иметь разную конструкцию, быть как монолитным, так и состоять из разных отсеков, заполненных различными теплоизоляторами и дополнительными поглотителями радиоактивного излучения. Для покраски может использоваться краска с повышенной радиационной защитой.

ЛИТЕРАТУРА

1. Атомный эксперт [Электронный ресурс]: электронный журнал. Режим доступа: <http://atomicexpert.com/page1776738.html> — Загл. с экрана. (дата обращения: 28.10.2018).

ИССЛЕДОВАНИЕ ТИТАНАТНЫХ МАТРИЦ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ВАО

Рожкова А. Е.¹, Лизин А. А.^{1,2}

¹Димитровградский инженерно-технологический институт НИЯУ МИФИ,
433512, г. Димитровград, ул. Куйбышева 294

²Акционерное общество «Государственный Научный Центр
Научно-исследовательский Институт Атомных Реакторов
433510, г. Димитровград, Западное шоссе, д. 9
E-mail: alyn280@yandex.ru

Титанатные матрицы предложены для включения в их состав актинидов [1], избыточного оружейного плутония [2], актинидно-редкоземельной фракции высокоактивных отходов [3]. Значительная часть работ посвящена изучению радиационной устойчивости матриц различных структурных типов (пирохлора, цирконолита, голландита, перовскита и т. д.). Метод включения α -излучателей (таких изотопов, как ^{238}Pu , ^{244}Cm) в состав матриц является наиболее адекватным для изучения характера поврежденной кристаллической структуры со временем с целью обоснования возможности длительного хранения высокоактивных отходов в их составе.

Перспективные матрицы для включения РЗЭ-актинидной фракции ВАО представлены титанатами РЗЭ трех номинальных составов: $A_2\text{TiO}_5$, $A_2\text{Ti}_2\text{O}_7$, $A_4\text{Ti}_9\text{O}_{24}$, где А — РЗЭ-актинидная фракция. Для отработки процедуры синтеза фаз из исходных оксидов синтезированы титанатные композиции составов: $\text{Nd}_{1,6}\text{Sm}_{0,4}\text{TiO}_5$ (1), $\text{Nd}_{1,6}\text{Sm}_{0,4}\text{Ti}_2\text{O}_7$ (2) $\text{Nd}_{3,4}\text{Sm}_{0,8}\text{Ti}_9\text{O}_{24}$ (3), самарий — имитатор кюрия. Синтез проводили смешиванием навесок оксидов, пропиткой нитратным раствором самария, термообработкой — сушкой полученных суспензий с последующим прессованием порошков и спеканием полученных образцов при 1350 °С (4 часа) на воздухе.

Результаты рентгенофазового анализа (ДРОН-7, $\text{Cu K}\alpha$ — излучение, без монохроматора) подтвердили присутствие целевых фаз: орторомбической структурного типа Nd_2TiO_5 в образце 1, моноклинной $\text{Nd}_2\text{Ti}_2\text{O}_7$ в образце 2 и орторомбической со структурой $\text{Nd}_4\text{Ti}_9\text{O}_{24}$ в образце 3. В образце 3 также присутствовала примесь TiO_2 . Скорость выщелачивания (по ГОСТ Р-52126-2003) самария на 7 и 14 сутки — $5,3 \cdot 10^{-5}$ и $2,6 \cdot 10^{-5}$ г/(см²·сут) соответственно, скорость выщелачивания неодима, на 7 и 14 сутки — $7,7 \cdot 10^{-5}$ и $3,8 \cdot 10^{-6}$ г/(см²·сут) соответственно.

ЛИТЕРАТУРА

1. Лаверов Н. П. и др. // Доклады Академии наук. — 2001. — Т. 376. — №5. — С. 665—667.
2. Волков Ю. Ф. и др. // Радиохимия. — 2004. — Т. 46. — № 4. — С. 322—328.
3. Vance E. R. et al. // Journal of Alloys and Compounds. — 1994. — №213—214. — P. 406—409.

О ВОЗМОЖНОСТИ СИНТЕЗА НИТРИДА УРАНА ИЗ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА В НЕРАВНОВЕСТНОЙ ПЛАЗМЕ

Семенов С. С., Циркунов П. Т., Калаев М. Е., Гузеев В. В.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: svinks13@gmail.com*

В рамках проекта «Прорыв» разрабатывается реактор на быстрых нейтронах БРЕСТ-300, в котором будет использоваться плотное нитридное топливо. После компаниции отработанное топливо очищают от осколков деления урана, и добавляют новую порцию урана-238, затем топливо используется вновь. Для получения нитридного топлива был выбран карботермический метод. В этом методе конечный продукт всегда будет загрязнён кислородом, что губительно влияет на теплопроводность топлива. Она может варьироваться от 7 до 16 Вт/м·К при 20 °С, что является большим разбросом, так как при рабочей температуре реактора теплопроводность топлива увеличивается практически в два раза. Несмотря на этот недостаток карботермический метод успешно используется на практике. Однако по мере развития и внедрения реакторов на быстрых нейтронах потребуются новые эффективные и экономичные технологии синтеза плотного топлива.

Перспективным направлением является прямой газофазный синтез нитридов из гексафторида урана (ГФУ) в условиях низкотемпературной плазмы. По данной технологии существенно упрощается общая технология синтеза моонитрида урана: отпадает необходимость производства промежуточных продуктов (оксида урана), в качестве исходного сырья может служить как отвальный ГФУ, так и полученный входе разубоживания оружейного урана. Кроме того, прямой синтез позволит создать бескислородную технологию получения моонитрида урана, а в качестве побочного продукта получается безводный фтористый водород. Учитывая объёмы накопленного отвального ГФУ, решаются сразу 2 проблемы: его утилизация и обеспечение ресурсной базы урана-238 на многие десятилетия вперёд, без необходимости дополнительной добычи и переработки урановой руды [1].

В работе будет рассмотрена термодинамика данного процесса.

ЛИТЕРАТУРА

1. Семенов С. С., Циркунов П. Т., Гузеев В. В., Калаев М. Е. Переработка отвального гексафторида урана в нитрид урана в низкотемпературной плазме// Изв. вузов. Физика. — 2017. — Т. 60. № 11/2-С.

ИЗВЛЕЧЕНИЕ РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ИЗ ЛЕЙКОКСЕНОVOГО КОНЦЕНТРАТА

Смороков А. А.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: wolfram@yandex.ru*

Гадолиний занимает в атомной отрасли важное значение. Обладая наивысшей способностью к захвату нейтронов из всех стабильных элементов. В связи с этим, использование гадолиния становится актуальным в процессах управления ядерным реактором и конструировании защиты от нейтронов [1].

Минерал лейкоксен Ярегского месторождения представляет собой смесь оксидов титана и кремния. Наряду с этим в нем присутствует значительное количество редкоземельных элементов, в частности гадолиния.

Существующие методы переработки лейкоксенового концентрата не актуальны для данного материала ввиду большого количества кремния. Данный аспект не позволяет эффективно проводить переработку с использованием серной кислоты. Хлорный способ применяется исключительно к переработки титановых шлаков, где концентрация кремния находится на минимальном уровне [2].

Возможность переработки заключается в использовании фторидов аммония. В процессе образуются фтораммонийные комплексные соединения титана, кремния и остальных элементов. Кремний и избыточный гидродифторид аммония отделяют сублимацией. Полученный твердый остаток отправляют на выщелачивание титана с получением растворимых комплексных соединений титана. В процессе переработки природный оксид гадолиния реагирует с фторидами аммония, получаемый комплекс в процессе сублимации кремния, остается с титаном. При выщелачивании титана, получаемые соединения гадолиния остаются в твердом остатке, тем самым становится возможным выделения гадолиния из смеси оксидов кремния и титана.

ЛИТЕРАТУРА

1. Серебренников В. В. Химия редкоземельных элементов (скандий, иттрий, лантаниды) : В 2 т : 4 кн. Т. 2. Кн. 2, 3, 4. — Томск : Издательство Томского университета, 1961.
2. Смороков А. А., Крайденко Р. И. Получение диоксида циркония с использованием фторидов аммония // Ползуновский вестник. — 2017. — № 3. — С. 126—130.

СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА МЕТОДОВ ИЗВЛЕЧЕНИЯ СКАНДИЯ ИЗ СКАНДИЙ-СОДЕРЖАЩЕГО СЫРЬЯ

Толмачев Е. И., Макашеев Ю. Н.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: tolmachev.e.i@yandex.ru*

В последнее время в России и в мире наблюдается устойчивый интерес к проблеме получения соединений скандия из различных видов минерального и техногенного сырья.

Широкое использование скандия сдерживается высокой ценой из-за малых объемов его производства, низкого содержания в сырье, а так же сложности технологических схем его извлечения. Техногенным скандий-содержащим сырьем являются: отходы титано-магниевого производства (100..350 г/т), отходы переработки бокситов (10..200 г/т), отходы от производства урана (200..2000 г/т) и другие.

Практическое применение получили экстракционные методы извлечения скандия из сернокислых растворов скважинного выщелачивания урана с помощью экстрагентов Ди2ЭГФК +ТБФ; из нитратных растворов с Ди2ЭГФК в керосине и другие системы.

Факторами, определяющими рациональность попутного извлечения скандия, являются не только содержание его в исходном сырье, размер основного производства, поведение скандия в процессе производства, степень его концентрирования в полупродуктах и отходах.

Наиболее рациональным и эффективным способом извлечения скандия является метод переработки сернокислотного раствора скважинного выщелачивания урана с помощью экстрагента Ди2ЭГФК+ТБФ. Промышленное производство скандия из растворов скважинного подземного выщелачивания урана в АО Далур РФ находится пока в стадии становления.

ЛИТЕРАТУРА

1. Патент RU2647047(Авторы: Кириллов Е. В., Боталов М. С., Рычков В. С., Попонин Н. А., Смышляев Д. В., Смирнов А. Л., Буньков Г. М., Кириллов С. В.; Владелец: АО Далур).
2. Коган Б.И., Названова В. А. Попутное извлечение скандия из урановых руд // Атомная энергия. — 1963. — Т. 14. — Вып. 6. — С. 600—602.
3. Lash, L. D. Vitro chemical recovers costly scandium from uranium solutions / L. D. Lash, J. R. Ross // Min.Eng. —1961. — V.13. — P. 966—969.

ДИФФЕРЕНЦИАЛЬНО-ТЕРМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ГЕСКАФТОРОСИЛИКАТА АММОНИЯ

Ушаков А. О., Федин А. С., Ожерельев О. А.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: su96.su96.su96@mail.ru*

Ранее совместной исследовательской группой СТИ НИЯУ МИФИ и НИ ТПУ был проведен ряд термических исследований гексафторсиликата аммония (ГФСА) с использованием совмещенного ТГА/ДСК/ДТА анализатора SDT Q600 [1]. Исследования представляли собой совокупность пассивных экспериментов на анализаторе SDT Q600 с применением разных температурных режимов нагрева, а также комплекта тиглей-испарителей.

Следует отметить, что отличительной особенностью данных исследований ГФСА было использование предметного моделирования в части применения вместо стандартных керамических тиглей — металлических, имитирующих по форме и материалу испарители (тарели/стаканы), используемые в промышленном сублимационном оборудовании на производстве [2,3].

В течение последних лет полученные результаты термических исследований всесторонне анализировались, вместе с этим основное внимание уделялось термогравиметрическим и кинетическим исследованиям, при этом анализ результатов дифференциально-термического анализа проводился лишь поверхностно. В настоящее время исследовательская работа по анализу результатов дифференциально-термического анализа находится на раннем этапе, однако по завершению работы авторы рассчитывают не только провести уточнение тепловых характеристик ГФСА, таких как теплоемкость и энтальпия сублимации, но и сформировать тепловую математическую модель сублимации ГФСА.

В докладе рассматриваются полученные на данный момент результаты дифференциально-термических исследований ГФСА.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федин А. С., Ворошилов Ф. А., Кантаев А. С., Ожерельев О. А. Исследование процесса сублимации гексафторсиликата аммония. // Изв. ТПУ. 2013. Т. 323. № 3. С. 23.
2. Федин А. С., Ожерельев О. А. Методология исследований сублимационной очистки фторидов // Изв. вузов. Физика, 2013. — Т. 56. — № 4/2 — С. 312—320.
3. Fedin A. S., Ozherelyev O. A., Kalaev M. E. Object and mathematical simulation of ammonium hexafluorosilicate sublimation//Procedia Chemistry, ISSN: 1876—6196, Vol.11C, 2014. — P. 78—83.

РАСТВОРЕНИЕ СМЕСИ СОЕДИНЕНИЙ УРАНА И ПЛУТОНИЯ КАК ПЕРВИЧНАЯ СТАДИЯ ВОЗВРАТА УРАНА И ПЛУТОНИЯ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ ЦИКЛ ПРОИЗВОДСТВА НИТРИДНОГО ТОПЛИВА

Федоров М. С., Ушаков Д. А.

*АО «СХК», г. Северск, Томской обл., ул. Курчатова, 1
e-mail: maxwin1@list.ru*

При производстве смешанного уран-плутониевого нитридного топлива периодически образуется скрап в виде смеси соединений урана и плутония различного состава и концентраций, который невозможно направить на повторную обработку и который при непрерывном производстве накапливается в значительном количестве. Для сокращения накапливаемого скрапа предлагается измельчать его и направлять на стадию растворения в кислоте.

Исходя из анализа литературных источников [1], для растворения смесей урана и плутония в качестве реагентов используется азотная, соляная, ортофосфорная, серная и плавиковая кислота. Наиболее реакционноспособной кислотой по отношению к нитридам является азотная кислота.

В нашей работе проведены исследования с целью подбора оптимальных параметров процесса растворения смеси соединений урана и плутония. Исследовались такие параметры процесса как: концентрация азотной кислоты, температура раствора, время протекания процесса, а также добавление реагентов, содержащих фтор-ион.

Концентрацию азотной кислоты изменяли от 2,0 моль/л до 14,0 моль/л; температуру раствора — от 25 до 100 °С; время протекания процесса — от двух до шести часов; в качестве реагентов, содержащих фтор-ион, использовали плавиковую кислоту и бифторид натрия, с целью получения в растворе концентрации фтор-иона от 0,1 моль/л до 0,5 моль/л.

После серии опытов получены оптимальные параметры процесса растворения смеси соединений урана и плутония, используя которые можно добиться практически полного перевода урана и плутония в раствор.

ЛИТЕРАТУРА

1. 1. Кнунянц И. Л. и др. т. 3 Мед-Пол // Химическая энциклопедия. — М.: Большая Российская Энциклопедия, 1992. — 639 с.

СПОСОБ РАЗДЕЛЕНИЯ УРАНА И ПЛУТОНИЯ ИЗ РАСТВОРОВ, СОДЕРЖАЩИХ ИХ СМЕСЬ

Федоров М. С., Ушаков Д. А.

АО «СХК», г. Северск, Томской обл., ул. Курчатова, 1
e-mail: maxwin1@list.ru

В качестве оптимального метода сокращения накапливаемого скрапа в виде смеси урана и плутония, образующегося при производстве смешанного уран-плутониевого нитридного топлива, был выбран способ растворения в азотной кислоте. В результате растворения образуется азотокислый раствор, содержащий уран и плутоний.

Для выделения плутония из данного раствора был использован метод осаждения, достоинствами которого являются хорошее извлечение плутония из растворов в форме, пригодной для последующей работы, а также простота аппаратурно-технологического оформления процесса. К недостаткам можно отнести большое число периодических операций и сравнительно низкие выходы плутония, и малую производительность процесса [1].

После растворения определяется концентрация плутония в растворе и кислотность раствора. Проанализировав литературные источники, определено, что оптимальная кислотность раствора для осаждения должна находиться на уровне 2,0—3,0 моль/л [1]. Необходимую кислотность раствора получали разбавлением азотнокислого раствора дистиллированной водой. В качестве осадителя использовались щавелевая кислота и аммоний щавелевокислый. Навеска осадителя рассчитывалась по стехиометрии реакции. Кроме того, проведены исследования по влиянию избытка/недостатка осадителя, влияние температуры раствора на степень выделения плутония из раствора. После осаждения проводилась фильтрация раствора и промывка осадка. В качестве промывных растворов было изучено использование азотной кислоты, смеси азотной и щавелевой кислот, а также дистиллированной воды.

После серии опытов получены оптимальные параметры процесса осаждения, такие как осадитель, температура раствора при осаждении, влияние исходной кислотности раствора, тип промывного раствора. Применяя полученные параметры можно добиться значительного выделения плутония из раствора.

ЛИТЕРАТУРА

1. Химия актиноидов : В 3-х т. Т. 2 / пер. с англ., под ред. Дж. Каца, Г. Сиборга, Л. Морсса. — М. : Мир, 1997. — 664 с., ил.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ЛЕГИРУЮЩИХ КОМПОНЕНТОВ И ТЕМПЕРАТУРЫ СПЕКАНИЯ НА ХАРАКТЕРИСТИКИ МАГНИТОВ НА ОСНОВЕ Nd-Fe-B

Хорохорин В. С., Макасеев Ю. Н., Софронов В. Л.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, Томская область, г. Северск, пр-т Коммунистический, 65
e-mail: хорохор@sibmail.com*

Важнейшей характеристикой магнитотвердых материалов состава Nd(Pr)-Fe-B является форма петли гистерезиса процессов намагничивания-размагничивания, определяющейся величинами остаточной намагниченности B_r , коэрцитивной силой по намагниченности H_{cl} , коэрцитивной силой по индукции $H_{сб}$, максимальным энергетическим произведением $(BH)_{max}$.

В работе представлены результаты исследований по определению влияния времени помола магнитных сплавов и химического состава на основные магнитные характеристики спеченных магнитов Nd(Pr)-Fe-B.

Для проведения исследований устанавливались следующие параметры процессов изготовления магнитов:

- 1) продолжительность измельчения до среднего размера частиц 4...5 мкм: 15, 25, 35 и 45 мин;
- 2) содержание лигатур порошков Al, Si: 1 и 2 % масс.;
- 3) температура спекания легированных Al и Si магнитных материалов, $t_{спек}$: 1140, 1150, 1160 и 1170 °С.
- 4) содержание лигатуры порошка магнитного сплава, содержащего РЗМ: 20, 40, 60, 80 % масс., а также магниты, изготовленные собственно из сплава лигатуры.

Недостаточное и избыточное время измельчения порошков магнитных сплавов существенно снижает коэрцитивные силы H_{cl} и $H_{сб}$, а также максимальное энергетическое произведение $(BH)_{max}$, поэтому оптимальной продолжительностью тонкого помола можно считать 35 мин.

Применение твердофазного легирования медью и алюминием повышает значения H_{cl} и $H_{сб}$, но снижает значения B_r и $(BH)_{max}$, причём изменения вышеперечисленных величин зависят от температуры спекания.

Твердофазное легирование магнитным сплавом, содержащим Co, Dy, Ti и другие металлы, эффективно в качестве 20 %-ной добавки к исходному сплаву.

ПЕРЕРАСПРЕДЕЛЕНИЕ АТОМОВ КИСЛОРОДА В ДИСПЕРСИОННОМ ТОПЛИВЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ В ПРОЦЕССЕ ОБЛУЧЕНИЯ

Шагалов В. В., Кнышев В. В., Шаманин И. В.,
Малин А. В., Беденко С. В.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: vvk28@tpu.ru

В данной работе рассматриваются процессы перераспределения атомов кислорода в процессе облучения микро топлива (МТ) высокотемпературной газоохлаждаемой реакторной установки ВГТРУ [1].

Конфигурация МТ диаметром 600 мкм представляющая собой сферический топливный ядро, покрытый последовательными слоями PuC и Ti_3SiC_2 , диспергированный в графитовую матрицу цилиндрической топливной таблетки (ТТ) [1].

Важным свойством, при выборе материалов топливного ядра, является их совместимость с буферным пироуглеродным покрытием в МТ, а также эксплуатационными и критическими параметрами температуры.

Лучшей совместимостью с пироуглеродом имеет дикарбиды. Они начинают взаимодействовать при температуре в 2400°C [2, 3]. Однако дикарбидные соединения имеют низкую температуру полиморфного превращения [2] и не могут использоваться в МТ работающем при высоких температурах. Вследствие применяются оксидные соединения в топливе реакторных установок [2].

В связи с этим были оценены процессы перераспределения кислорода из соединений UO_2 , PuO_2 , ThO_2 при рабочих температурах ВГТРУ в процессе облучения.

ЛИТЕРАТУРА

1. Shamanin I. V., Grachev V. M., Chertkov Y. B., Bedenko S. V., Mendoza O., Knyshov V. V. Neutronic properties of high-temperature gas-cooled reactors with thorium fuel // Annals of Nuclear Energy, 2018, 113, pp. 286—293.
2. Калин, Б. А., Физическое материаловедение. Том 6. Часть 2. Ядерные топливные материалы / Б. А. Калин, П. А. Платонов, И. И. Чернов, Я. И. Штромбах, под общ. ред. Б. А. Калина. — М.: МИФИ, 2008. — 604 с.
3. Ugajin, M. Variation of O/U Ratio and $\text{CO}+\text{CO}_2$ Pressure in Carbon-Coated UO_2+x Particles / M. Ugajin, T. Arai, K. Shiba // Journal of nuclear science and technology. — 1977. — Vol. 14. — No. 2. — P. 153—156.

РАЗДЕЛЕНИЕ КСЕНОНА И КРИПТОНА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ НАНОПОРИСТЫХ АДсорбЕНТОВ

Шайдуллин С. М.^{1,2}, Жиганов А. Н.¹, Тананев И. Г.²,
Ремизов М. Б.², Занора Ю. А.²

¹СТИ НИЯУ МИФИ, 636036, г. Северск Томской обл.,
пр-т Коммунистический, 65, secretary@ssti.ru

²ФГУП «ПО «Маяк», 456784, Челябинская обл., г. Озерск,
пр-т Ленина, 31, mayak@po-mayak.ru

Темпы развития атомной энергетики в мире таковы, что уже в следующем десятилетии локальные загрязнения атмосферы изотопами ⁸⁵Kr и ¹³³Xe могут подойти к опасному рубежу. Следовательно, прогнозируемые масштабы развития были бы затруднительны без решения задач улавливания радиоактивных криптона и ксенона [1].

В данной работе проведены исследования процесса концентрирования и разделения Xe и Kr на нанопористых адсорбентах на основе активированного угля и гамма оксида алюминия. Показана эффективность работы адсорбентов при работе в модельной газовой смеси (воздушная смесь с суммарным содержанием ксенона и криптона 1—2% об. в соотношении соответственно 80:20). Исследования свойств адсорбентов выявило наличие эффектов разделения ксенона и криптона, наилучшим образом себя показал сорбент на основе активированного угля АУ-4, который при атмосферном давлении и комнатной температуре полностью сорбирует ксенон и криптон. Для выбранного сорбента определены оптимальные условия концентрирования и десорбции. На первой стадии эксперимента была проведена сорбция компонентов газовой смеси в потоке гелия при следующих параметрах: температура 20 °С, давление 101325 Па, объемный расход гелия 60 мл/мин, объемный расход газовой смеси 100 мл/мин. На второй стадии эксперимента криптон в потоке гелия с объемным расходом 60 мл/мин полностью десорбировался в течение 20—30 часов. При этом десорбции ксенона не произошло, что экспериментально и подтверждает эффект полного разделения газов. Таким образом, разработанная технология полной очистки ксенона от криптона в обычных условиях дает возможность создания технологической установки разделения и очистки радиоактивных благородных газов без применения сложной криотехники.

ЛИТЕРАТУРА

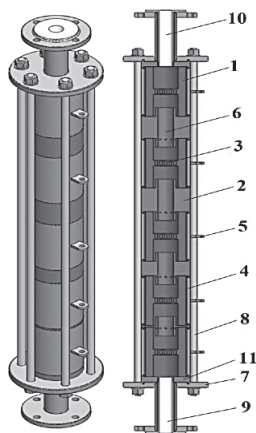
1. Белопухов С.Л., Старых С.Э. Физическая и коллоидная химия. Основные термины и определения. Учебное пособие. — М.: Проспект, 2016. — 254 с.

РАЗРАБОТКА ЭЛЕКТРОДНОГО ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ НАГРЕВА СЕРНОЙ КИСЛОТЫ

Шицко Е. Э., Зарипова Л. Ф., Пищулин В. П.

Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: zhenkeeeee@mail.ru

При сернокислотном вскрытии руд, содержащих бериллий и другие редкие металлы, для интенсификации процесса сульфатизации необходимо обеспечить подвод тепла в зону реагирования. Применяемые методы подвода тепла через стенку реактора характеризуются большими энергетическими затратами из-за больших потерь тепла, громоздкостью и сложностью применяемого оборудования, малой интенсивностью подвода тепла.



Для устранения этих недостатков был разработан электродный проточный нагреватель серной кислоты, в котором тепло, необходимое для нагревания кислоты, выделяется за счет прохождения по объему электролита переменного электрического тока. Конструкция проточного электродного нагревателя изображена на рисунке 1.

- 1 — электрод; 2 — изолятор межэлектродный;
- 3 — перегородка электрода; 4 — обойма;
- 5 — электрический контакт;
- 6 — диэлектрическая вставка; 7 — фланец;
- 8 — шпилька; 9, 10 — патрубки; 11 — изолятор

Рисунок 1 — Электродный нагреватель проточного типа

Нагреватель работает следующим образом: исходная холодная кислота концентрацией 90 % и более подается в нагреватель через патрубок 9. За счет давления в напорной емкости, из которой подается кислота, она поднимается вверх по нагревателю. По мере прохождения от патрубка 9 к патрубку 10 кислота нагревается за счет пропускания через нее переменного электрического тока, подводимого с помощью электродов 1. Для устранения утечек тока за пределы греющей камеры и защиты обслуживающего персонала от поражения электрическим током, крайние электроды заземляются, а электроды, размещенные между ними, подключаются к фазам цепи переменного тока.

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ ЗАГЛУШЕК ПРИ ДОБЫЧЕ УРАНА МЕТОДОМ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ

Шрайнер А. Э., Носков М. Д.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: Artshrayner@gmail.com*

В настоящее время скважинное подземное выщелачивание (СПВ) является наиболее перспективным способом разработки месторождений урана, который характеризуется технологичностью, экономичностью и экологичностью процесса по отношению к другим способам. При СПВ происходит воздействие на залежь выщелачивающим агентом на месте ее залегания с целью перевода полезных компонентов в раствор и последующее их извлечение [1—2].

В некоторых случаях при отработке месторождения рядной схемой недостаточно эффективно прорабатывается область у крайних скважин откачного ряда, так как данные скважины подтягивают пластовые воды из за пределов контура блока. Для исправления данной ситуации по краям откачного ряда устанавливаются дополнительные закачные скважины, которые называются заглушками.

Целью данной работы является определение эффективности применения заглушек при добыче урана методом СПВ. Исследования проводились методом математического моделирования с помощью специализированного программного обеспечения «Курс», разработанного в СТИ НИЯУ МИФИ. Работа программы «Курс» основана на математической модели, описывающей физико-химические процессы, происходящие в продуктивном горизонте при серноокислотном выщелачивании урана.

В ходе работы было рассмотрено применение заглушек для залежей различной морфологии. Исследования показали, что эффективность применения заглушек зависит от расположения границ рудного тела относительно заглушки и крайней скважиной откачного ряда. Также было определено, что применение заглушек позволяет уменьшить количество скважин в закачных рядах, что, в свою очередь, повлечет снижение себестоимости продукции.

ЛИТЕРАТУРА

1. Аренс В. Ж., Гридин О. М., Крейнин Е. В. и др. Физико-химическая геотехнология. — М.: Изд-во МГУ, 2010. — 575 с.
2. Белецкий В. И., Богатков Л. К., Волков Н. И. и др. Справочник по геотехнологии урана. — М.: Энергтоиздат, 1997. — 672с.

СЕКЦИЯ

**Автоматизация
и информатизация технологий
и объектов атомной отрасли**

ВИЗУАЛИЗАЦИЯ ПРОЦЕССОВ СМЕШЕНИЯ ЖИДКОСТЕЙ ДЛЯ КОМПЬЮТЕРНОГО ТРЕНИНГА

Буровенская С. П., Кузьмина А. В.

*Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: spb6@tpu.ru*

Актуальность разработки компьютерных тренажеров обусловлена следующими обстоятельствами. Во-первых, своевременностью качественного улучшения подготовки операторского персонала в связи с постоянным усложнением технологических процессов. Во-вторых, наглядностью процесса изготовления той или иной продукции в легкой и доступной форме, позволяющей избежать потенциально опасные тренировки на реальных объектах. В-третьих, реалистичностью этапов изготовления или проведения технологических процессов [1].

Сегодня технологии визуализации активно применяются в тренажерах и симуляторах, предназначенных для подготовки специалистов в разных областях и позволяющих проводить обучение на компьютере в наглядной и доступной форме.

В результате выполнения работы разработана математическая основа визуализации смешения жидкостей и алгоритм функционирования, позволяющие реализовать визуализацию процесса смешения основного вещества с реагентом при разных способах его подвода.

При создании математической основы визуализации использовались основные идеи геометрического подхода. Описание формы реагента при смешении с основным веществом основан на геометрическом подобию, т. е. на подобию формы. Идея разбиения рабочей области на ячейки, была взята из гидродинамического и стохастического подходов. В зависимости от способа подачи реагента процесс смешения делится на несколько этапов. Для каждого этапа смешения подобрана своя геометрическая фигура, которая в достаточной мере описывает процесс смешения реагента с основным веществом.

ЛИТЕРАТУРА

1. Компьютерный тренажер для обучения операторов технологических процессов [Электронный ресурс]. — Режим доступа: [https://nauchforum.ru/archive/MNF_tech/4\(4\).pdf](https://nauchforum.ru/archive/MNF_tech/4(4).pdf).

ПРОМЫШЛЕННАЯ ВИЗУАЛИЗАЦИЯ В КОМПЬЮТЕРНЫХ ТРЕНАЖЕРАХ

Буровенская С. П., Кузьмина А. В.

*Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: spb6@tpu.ru*

С помощью повсеместного внедрения 3D-графики в инженерно-проектных работах производители экономят значительную часть человеческого труда, делая возможным сократить время от появления изобретения, либо его усовершенствования до начала непосредственно производства новой продукции. Происходит все это, потому что системы 3D-моделирования максимально автоматизируют работу, избавляя от необходимости многократной прорисовки различных проекций в двухмерном пространстве. Сокращается число чертежей, схем, иллюстраций повсеместно используемых в отображении технологических процессов в разных отраслях производства [1].

Наглядность получаемых трехмерных моделей намного реалистичнее множества описаний и схем, позволяет увидеть реальный объект или техпроцесс с разных проекций, устанавливать необходимую степень детализации. Можно акцентировать внимание на важных деталях, просмотреть объект в разрезе в интересующей плоскости сечения, разобратся в деталях.

Нередко при визуализации технологического процесса применяется анимация непосредственного движения вещества, взаимодействия нескольких веществ и т. п.

Добавление анимации — отличный способ обратить внимание на важные моменты, показать последовательность информации и сделать компьютерный тренинг запоминающимся. Интерактивные анимационные модели позволяют в наглядном виде показать, как именно протекает технологический процесс, что облегчает понимание и позволяет легко разобраться как в этапах технологического процесса, так и в производстве в целом.

В данной работе был проведен анализ методов выполнения промышленной 3D-визуализации и анимации технологических объектов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Васильева Н.В., Иванов П.В., Котелева Н.И. Использование компьютерных тренажеров сложных технологических процессов для обучения студентов технических ВУЗов // ЛГУ им. А.С. Пушкина, 2012. — С. 200—202.

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ РАЦИОНАЛЬНОЙ ОТРАБОТКИ ГРУППЫ МЕСТОРОЖДЕНИЙ УРАНА

Валитов С. Н., Истомина А. Д., Носков М. Д.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: valitovstas@yandex.ru*

Отработка группы месторождений урана, территориально сгруппированных и расположенных на расстояниях от нескольких до десятков километров друг от друга, одним геотехнологическим предприятием, ведущим добычу методом скважинного подземного выщелачивания, зависит от множества факторов. Своевременная обеспеченность производственной инфраструктурой, порядок ввода технологических объектов в эксплуатацию и многие другие.

В настоящей работе описывается созданное программное обеспечение, позволяющее производить многовариантное планирование отработки группы месторождений урана на основе адекватных технологических (ТМ) и технико-экономических моделей (ТЭМ) предприятия.

ТМ предприятия, описывающая работу добычного, перерабатывающего и вспомогательного комплекса, представляет собой совокупность отдельных моделей технологических объектов, логических связей между ними и моделей процессов и потоков, представляющих собой системы алгебраических уравнений, сформулированных в виде балансовых соотношений. В рамках аналогичного подхода разработана ТЭМ, позволяющая рассчитывать себестоимость добычи урана, капитальные и эксплуатационные затраты, связанные с функционированием предприятия. ТЭМ содержит экономическую среду, описывающую динамику цен на материалы, реагенты, электроэнергию и т. д.

Для хранения всего объема данных ТМ и ТЭМ была создана база данных с использованием СУБД Microsoft SQL Server 2014 Express. Данная СУБД обеспечивает надежное, согласованное хранение данных, реализует дифференцированный многопользовательский доступ к данным.

Модуль управления объектами, входящими в состав ТМ и ТЭМ, реализован в виде многопоточного программного обеспечения, работающего на персональном компьютере под управлением операционной системы семейства MS Windows. Модуль написан на языке программирования C++ в среде разработки Embarcadero RAD Studio XE3.

СИСТЕМА МОНИТОРИНГА УРОВНЯ ПЛАСТОВЫХ ВОД В НАБЛЮДАТЕЛЬНЫХ СКВАЖИНАХ ПГЗ ЖРО

Гибадулина Т. А., Кокорев О. Н., Носков М. Д., Щипков А. А.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: gibadulina.t.a@mail.ru*

Для мониторинга уровня пластовых вод на полигонах глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов (ПГЗ ЖРО) предлагается использовать автоматизированную систему контроля, которая позволяет оптимизировать управление оборудованием, отслеживать значение уровня пластовых вод в контрольных и наблюдательных скважинах, передавать данные в технологические здания оператору.

При принятии технических решений следует учитывать особенности ПГЗ ЖРО: большая удаленность контрольно-наблюдательных скважин (1—2 км), отсутствие линий электропитания и линий связи. Кроме того, необходимо обеспечить достаточно высокую точность измерения уровня (± 1 см) и частоту измерений (1 измерение в секунду).

В связи с этим предлагается использовать высокоточные датчики давления с автономным питанием. Наиболее подходящий вариант — высокоточный преобразователь давления KELLER серии 36 Xi w (ctd).

В качестве протокола передачи данных от датчика до технологического здания был выбран открытый протокол LoRaWAN который характеризуется высокой ёмкостью (до 1 млн устройств), значительным радиусом действия до 10—15 км на открытой местности, низким энергопотреблением.

В качестве способа беспроводной передачи данных рассматривались следующие варианты:

- GSM (расстояние до ~ 30 км от БС, скорость до 384 кБит/с);
- 3G (расстояние до ~ 8 км от БС, скорость до 21 кБит/с).

В условиях ПГЗ ЖРО наиболее предпочтительным способом передачи информации является использование GSM канала: хорошее качество передачи данных, большая ёмкость сети, низкий уровень помех и др.

В работе определены варианты автоматизации мониторинга уровня пластовых вод в контрольных и наблюдательных скважинах ПГЗ ЖРО. Планируется доработать способы передачи данных, а также разработать следующий уровень автоматизации и реализовать его средствами SCA-DA-системы.

УПРОЩЕННАЯ МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ЛИНИИ СБОРКИ ТВЭЛОВ

М. Е. Губарь, А. И. Гожимов, М. М. Савинов

*Томский политехнический университет НИ ТПУ,
634050, Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: bazarow1853@mail.ru*

Настоящая работа посвящена разработке упрощенной математической модели линии сборки ТВЭЛОВ для программного комплекса «Код оптимизации и диагностики технологических процессов», предназначенного для имитации работы технологических схем ПЯТЦ с целью исследования их работоспособности, управляемости и оптимизации.

Объект моделирования представляет собой технологическую линию сборки ТВЭЛОВ, включающую в себя следующие участки: входного контроля и подготовки комплектующих ТВЭЛа; сборки и герметизации ТВЭЛОВ; дезактивации; термообработки и контроля герметичности; контроля топливных столбов, выходного контроля ТВЭЛОВ и сборки магазина; разделки бракованных ТВЭЛОВ.

Основной задачей модели линии является имитация процесса проверки соответствия конструкционных параметров комплектующих ТВЭЛа всем имеющимся действительным параметрам.

При создании математической модели был проведен анализ литературы, разработаны информационная структура и математическое описание модели. Математическое описание составлено на основе документа, описывающего схему линии сборки ТВЭЛОВ [1]. Основными имитируемыми переменными, характеризующим процесс, являются массы топливного столба и ТВЭЛа, длины топливного столба и ТВЭЛа, альфа-загрязненность, параметры сварного шва, конструкторские параметры ТВЭЛа.

В дальнейшей работе модель будет усовершенствоваться для использования ее при разработке системы компьютерного тренинга.

ЛИТЕРАТУРА

1. Васильева Л. М., Дорофеев А. А., Талаквдзе В. В. Тепловыделяющие элементы и элементы конструкции тепловыделяющих сборок. Методические указания по выполнению лабораторной работы по курсу «Конструкция и расчет Д-2» / под ред. В. В. Талаквдзе. М.: РИО МВТУ им. Н. Э. Баумана, 1989.

АВТОМАТИЗАЦИЯ УПРАВЛЕНИЯ ДЕБИТАМИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СКВАЖИН ПРИ ДОБЫЧЕ УРАНА МЕТОДОМ СПВ

Гусаров М. А., Носков М. Д., Щипков А. А

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: mix.gusaroff@yandex.ru*

Метод скважинного подземного выщелачивания (СПВ) является наиболее эффективным при разработке бедных месторождений и глубокозалегających месторождений урана, которые обуславливаются сложными горно-технологическими требованиями. В России способ подземного выщелачивания применяется при разработке Далматовского, Хохловского (Зауральский урановорудный район) и Хиагдинского (Витимский урановорудный район) месторождений урана.

Концепция умного месторождения для предприятия уранодобывающего комплекса предполагает систему автоматизированного управления операциями по добыче урана методом СПВ, предусматривающая непрерывное повышение точности математической модели месторождения и модели управления добычей. Обеспечение удаленного контроля, оптимального и оперативного управления технологическими процессами уранодобывающего комплекса.

Нижний уровень управления АСУТП является базовым. Если данные о состоянии оборудования и технологических показателях блоков отсутствуют в режиме реального времени, все последующие процессы не будут иметь смысла. Поэтому контроль состояния объектов урана добывающего комплекса является необходимым условием существования «умного» месторождения. В данной работе были определены методы измерения и регулирования расходов технологических растворов на откачных и нагнетательных скважинах, приведены марки и модели расходомеров, уровнемеров, датчиков давления и автоматизированной запорной арматуры, удовлетворяющие особенностям технологического процесса.

Решения выше перечисленных задач по нижнему уровню управления АСУТП для реализации концепции «умного» месторождения позволят получать данные о технологических процессах уранодобывающего комплекса в режиме реального времени.

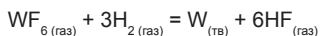
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОЛЯ ТЕМПЕРАТУРЫ В РЕАКТОРЕ ОСАЖДЕНИЯ ВОЛЬФРАМА

Демьянов А. А., Брендаков В. Н.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65*

Осаждение вольфрама из газообразной смеси гексафторида вольфрама и водорода является относительно новым технологическим процессом, позволяющим решать широкий круг задач, включая нанесение покрытий различного назначения и получение разнообразных изделий из вольфрама, которые затруднительно или невозможно изготовить традиционными методами.

Процесс происходит по химической реакции



Для количественного анализа описанного процесса необходимо четко сформулировать физико-химическую модель процесса осаждения вольфрама из смеси его гексафторида с водородом при стехиометрическом соотношении компонентов, на основе которой можно рассчитать основные показатели процесса при заданных параметрах без проведения многочисленных трудоемких и финансово затратных экспериментов.

В реальном процессе газообразную смесь WF_6 и H_2 пропускают вдоль нагретой поверхности, на которой осаждается вольфрам. При движении газовой смеси содержание исходных компонентов в ней уменьшается, а содержание продукта реакции (HF) увеличивается. В результате наблюдается снижение скорости процесса по длине реакционной поверхности, которое зависит от ее размеров, температуры осаждения, состава и расхода газовой смеси. Количественную взаимосвязь между перечисленными параметрами и основными показателями процесса, такими как полнота восстановления WF_6 и производительность исследуемого аппарата, можно установить только в результате математического моделирования процесса осаждения вольфрама.

В работе построена математическая модель поля температур в реакторе осаждения вольфрама. Стремление к высокой производительности процесса диктует выбор максимальной температуры осаждения. На практике трудно или нецелесообразно обеспечивать одинаковую температуру на всей реакционной поверхности. Иногда для повышения равномерности осаждения вольфрама создается положительный градиент температуры в направлении движения газовой смеси.

ГЕОЛОГО-МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ГОРИЗОНТОВ ПГЗ ЖРО ФИЛИАЛА «СЕВЕРСКИЙ» ФГУП «НО РАО»

Кокорев О. Н.^{1,2}, Носков М. Д.¹, Данилов В. В.^{1,3},
Истомин А. Д.¹, Чеглоков А. А.¹

¹СТИ НИЯУ МИФИ, 636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65,

²ФГУП «НО РАО» филиал «Северский», 636035, г. Северск Томской обл.,
пр-т Коммунистический, 8,

³ЛГТМ АО «СХК» 636039, г. Северск, Томской обл, ул. Курчатова, 1
e-mail: onkokorev@noraо.ru

Метод глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов (ЖРО) является наиболее эффективным методом изоляции РАО. Обеспечение безопасности захоронения ЖРО в недра определяется строением геологической среды. На территории пункта глубинного захоронения (ПГЗ) филиала «Северский» ФГУП «НО РАО» захоронение ЖРО выполняется в эксплуатационные горизонты, сложенные песчано-глинистой толщей, залегающие в интервале глубин 315—390 м. Эксплуатационные горизонты ПГЗ ЖРО филиала «Северский» отделены от водоносных горизонтов, используемых для хозяйственно-питьевого водоснабжения, водоупорными слоями и буферными горизонтами.

В целях обеспечения безопасности глубинного захоронения ЖРО и повышения эффективности управления эксплуатацией ПГЗ ЖРО была создана геолого-математическая модель эксплуатационных горизонтов ПГЗ ЖРО филиала «Северский» ФГУП «НО РАО». Для построения геолого-математической модели было применено специализированное проблемно-ориентированное программное обеспечение, разработанное СТИ НИЯУ МИФИ.

Геолого-математическая модель эксплуатационных горизонтов ПГЗ ЖРО построена на основе информации, полученной по результатам обработки данных полученных при сооружении наблюдательных и нагнетательных скважин, данных по исследованию проб керна, результатов каротажей и опытно-фильтрационных работ.

Модель описывает геологическое и гидрогеологическое строение пластов-коллекторов, водоупорных и буферных горизонтов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Рыбальченко А. И., Пименов М. К., Костин П. П. и др. Глубинное захоронение жидких радиоактивных отходов. — М. ИздАТ, 1994

ЕСТЕСТВЕННАЯ КОНВЕКЦИЯ ГАЗООБРАЗНОГО UF₆ В ВЕРТИКАЛЬНОЙ ЦИЛИНДРИЧЕСКОЙ ЕМКОСТИ

Орлов А. А., Мalyugin P. B., Котельникова А. А.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: malyugin@tpu.ru

Происходящие в настоящее время модернизация и перераспределение разделительного оборудования между обогащительными предприятиями России, сопровождаются увеличением нагрузки на цеха конденсационно-испарительных установок [1]. Помимо замены газовых центрифуг на более производительные и увеличения разделительных мощностей предприятий, приобретают актуальность работы направленные на исследование и интенсификацию процесса десублимации UF₆, проектирование коллекторов десублимации UF₆ повышенной производительности и совершенствование конструкций емкостей.

Наиболее перспективным способом решения подобного рода задач является разработка математических моделей тепло- и массообмена, протекающих при десублимации UF₆. Для исследования нестационарного процесса десублимации UF₆ в вертикальные погружные емкости нами разработана двумерная математическая модель, которая в отличие от известных математических моделей не использует эмпирические данные и учитывает десублимацию UF₆ на торцевых стенках емкости, эллиптичность этих стенок, нестационарность процессов тепло- и массообмена, а также движение газообразного UF₆ внутри емкости [1, 2].

Движение газообразного UF₆ внутри емкостей возникает в результате гравитационной конвекции и является определяющим механизмом формирования рабочего режима переноса массы, импульса и энергии при его охлаждении. Численно решенная задача тепловой гравитационной конвекции газообразного UF₆ в вертикальной цилиндрической емкости подтверждает, что разработанная математическая модель адекватно описывает движение газообразного UF₆ в вертикальной цилиндрической емкости, возникающее при его десублимации.

ЛИТЕРАТУРА

1. Orlov A. A., Tsimbalyuk A. F., Malyugin R. V., Desublimation for purification and transporting UF₆: process description and modeling, Separation and Purification Reviews. — 2017. — Vol. 46. — № 1. — P. 81—89.
2. Orlov A. A., Tsimbalyuk A. F., Malyugin R. V., Leontieva D. A., Kotelnikova A. A., Effect of tank geometry on its average performance, AIP Conference Proceedings. — 2018. — Vol. 1938. — Article number 020009.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАВИСИМОСТИ ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА ИРТ-Т ОТ ОТРАВЛЕНИЯ БЕРИЛИЕВОГО ОТРАЖАТЕЛЯ

Кошляк Д. О., Чертков Ю. Б.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: koshlyakdo@gmail.com*

ИРТ-Т — реактор исследовательский типовой томский — реактор, в котором вода играет роль теплоносителя, замедлителя и верхней биологической защиты. В качестве замедлителя и отражателя так же применяется бериллий.

Бериллий в чистом виде — это твёрдый металл светло-серого цвета, имеющий весьма высокую стоимость.

Активная зона реактора ИРТ-Т окружена большим количеством бериллиевых блоков для замедления быстрых и возврата в активную зону тепловых нейтронов.

При взаимодействии бериллия с нейтронами в последнем протекают различные реакции, оказывающие пагубное влияние на бериллий, а именно:

- замещение ядер бериллия другими ядрами из-за упругого взаимодействия нейтронов с ядрами и ядерных реакций;
- образованию и накоплению в нем радиационных дефектов, а также ядер гелия и трития в результате протекания ядерных реакций на атомах бериллия и др.

Совокупность всех этих факторов и называется отравлением.

В результате всех этих явлений свойства бериллия как замедлителя и отражателя значительно ухудшаются, что приводит к расхождению теоретических и практических результатов.

Данная работа с использованием пакета программ WIMS-ANL призвана по расчётным данным продемонстрировать влияние отравления бериллиевого отражателя на запас реактивности в реакторе ИРТ-Т.

ЛИТЕРАТУРА

1. Варлачев В. А., Глухов Г. Г., Скуридин В. С. и др. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т. Томский политехнический университет, 2011

АЛГОРИТМЫ ПОСТРОЕНИЯ ОДНОРЯДНОЙ И ДВУХРЯДНОЙ СХЕМ ВСКРЫТИЯ УЗКОГО ВЫТЯНУТОГО РУДНОГО ТЕЛА МЕТОДОМ СПВ

Нестеров А. Д., Гуцул М. В., Носков М. Д., Чеглоков А. А.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: B00blegum@mail.ru*

Метод скважинного подземного выщелачивания (СПВ) относится к геотехнологическим методам добычи полезных ископаемых. Подземное выщелачивание является более привлекательным и эффективным, по сравнению с традиционными способами добычи. При СПВ происходит воздействие на залежь выщелачивающими растворами на месте ее залегания для перевода полезных компонентов в раствор, и последующее их извлечение. Для отработки рудных тел используют рядные и ячеистые схемы вскрытия. Узкое вытянутое рудное тело имеет большую протяженность с шириной менее 50 метров, в связи с этим отработка традиционными схемами вскрытия экономически невыгодна. Для рудных тел подобного типа целесообразно использовать однорядные и двухрядные схемы расположения скважин. При проектировании нужно учитывать такие факторы, как мощность продуктивного горизонта, содержания урана в руде, а также геометрию рудного тела, поэтому для решения этих задач целесообразно применять информационные технологии.

В настоящей работе был разработан алгоритм расположения технологических скважин однорядной и двухрядной схем вскрытия для узкого вытянутого рудного тела. Необходимыми исходными данными для работы алгоритма являются геолого-математическая модель, включающая пространственные распределения метропроцента и эффективной мощности. Процесс построения схем вскрытия на основе данного алгоритма состоит из двух этапов. Первый этап заключается в построении осевой линии. Осевая создается на основе анализа морфологии залежи. Второй этап заключается в расположении технологических скважин вдоль осевой линии. Алгоритм построения однорядных и двухрядных схем вскрытия реализован на языке C++ и предназначен для использования в составе системы автоматического проектирования схем вскрытия залежи.

Использование данного алгоритма позволит автоматизировать процесс построения схемы вскрытия, тем самым увеличив точность построения схемы и уменьшить время проектирования.

РАБОТА СИСТЕМЫ ИНФОРМАЦИОННОЙ ПОДДЕРЖКИ ОПЕРАТОРА ПРИ ПРОЕКТНЫХ, ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЯХ

Омельянчук К. Л.

*Нововоронежская АЭС — филиал АО «Концерн Росэнергоатом», 396072,
Воронежская обл., Нововоронеж, промышленная зона Южная, 1
e-mail: 51760@mail.ru*

Безопасность является высшим приоритетом в векторе целей атомной промышленности. Данное положение отражено в федеральных нормах и правилах НП-001—015. В них устанавливаются основные принципы безопасности, реализуемые в проекте атомной станции и ее систем. В частности, устанавливаются общие требования к управлению технологическими системами, в которых отражено, что на каждом блоке АС для управления технологическим оборудованием систем нормальной эксплуатации и систем безопасности должна присутствовать система информационной поддержки оператора. Данная система представляет персоналу БПУ обобщенную информацию о параметрах АС, характеризующих состояние функций безопасности. Функция безопасности — конкретная цель и действия, обеспечивающие ее достижение, направленные на предотвращение аварий и (или) ограничение их последствий.

Администрация АС на основе технологического регламента эксплуатации блока АС и ООБ АС организует разработку инструкций и руководств, определяющих действия персонала по обеспечению безопасности при нарушениях нормальной эксплуатации, включая инструкцию по ликвидации проектных аварий и руководство по управлению запроектными, в том числе тяжелыми, авариями. Эти инструкции — четкий алгоритм действия персонала при ликвидации проектных и запроектных авариях. Нахождение в определенной точке алгоритма — есть параметр АС, характеризующий функцию безопасности и данный параметр система информационной поддержки оператора должна выводить оператору БПУ.

В силу психологической особенности, человек не может контролировать одновременно все параметры, представленные на БПУ и в следствии этого скорость вхождения в алгоритм ликвидации нарушений нормальной эксплуатации может занять неопределенное время. Для его определения и сокращения, функцию распознавания состояния АС может продублировать система информационной поддержки оператора. Помимо вывода информации о типе проектной аварии, система может выводить алгоритм дальнейших действий.

ПРИМЕНЕНИЕ БПЛА ДЛЯ РЕШЕНИЯ УЗКОНАПРАВЛЕННЫХ ЗАДАЧ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Пилипенко А. М., Карташов Е. Ю.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: pily141298@gmail.com*

Предприятия атомной и химической отраслей, играя важную роль в экономике и развитии страны, являются одними из главных потенциальных источников техногенных и экологических катастроф. Поэтому необходим постоянный контроль и мониторинг за оборудованием сооружениями и отходами предприятий и заводов.

На сегодняшний день существуют множество проверенных методов реализации этой задачи. Такие как расчёты при проектировании, сбор образцов для исследований в лабораториях, мобильные лаборатории.

Все они хорошо работают, но при сборе большого количества проб на больших территориях заводов и вокруг них, а также непосредственно с крупного оборудования и сооружений, достигающих 500 метров, делают эти способы затратными с точки зрения времени и экономики, требуют группу людей и дополнительное оборудование, а они также опасны для жизни.

Поэтому нашим предложением стало использование БПЛА (гексакоптер) и разработанные подвесные модули для решения конкретных узконаправленных задач атомной и химической отраслей.

Преимуществом является адаптивность к различным задачам и условиям. Обследование больших расстояний и сбор образцов с высот не только осуществляются автоматически, проще, быстрее, дешевле и снижают риск для жизни человека, но и дополняются данными (GPS, фото и видео, время, скорость ветра, температура и т. д.).

Особенностью нашей работы являются подвесные модули которые проектируются под разные задачи на основе уже хорошо известных методов, технологий и приборов. Примером такого модуля стал DOFGH-02 для отбора проб: конденсата, пыли, жидкодисперсных и твёрдодисперсных систем.

Принцип действия этого устройства основаны на приспособлении, изготовленного в виде барабана, куда устанавливаются патроны с пробоотборниками. После взлёта аппарата и прилёта его в нужную точку контроля модуль DOFGH-02 проводит сбор проб по заданной программе и возвращается назад в исходную точку. Барабан снимается с БПЛА и направляется в лабораторию на исследование. На гексакоптер устанавливается новый барабан и процесс повторяется.

УПРОЩЕННАЯ МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ЛИНИИ СБОРКИ ТВЭЛОВ В ТВС ДЛЯ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Савинов М. М., Губарь М. Е., Плетнев А. О.

*Томский политехнический университет НИ ТПУ,
634050, Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: maxim.savinov.97@mail.ru*

В эпоху атомной энергетики наиболее важным аспектом при данном способе получения энергии является соответствие безопасности и надежности узлов технологической цепочки. В виду чего возникает необходимость моделирования технологических узлов, напрямую связанных с производством и использованием ядерного топлива. Данный подход поможет в определении оптимальных конструктивных параметров технологических узлов, а также в проверке правильного их функционирования.

В настоящей работе представлено описание модели сборки твэлов в тепловыделяющие сборки (ТВС), являющейся частью программного комплекса «Код оптимизации и диагностики технологических процессов». Назначением комплекса является имитация работы технологических схем ПЯТЦ с целью исследования их работоспособности, управляемости и оптимизации.

Объектом моделирования является линия сборки ТВС, которая начинается с подачи комплектующих тепловыделяющих сборок и заканчивается складированием готовой и бракованной продукции.

Основной задачей модели линии является имитация процесса проверки соответствия конструктивных параметров комплектующих ТВС всем имеющимся действительным параметрам сборок [1]. Также в модели предусмотрена имитация аварийных ситуаций, которые могут произойти во время технологического процесса.

При создании модели был проведен анализ литературы на соответствующую тему. Составлена структурная схема модели линии.

В дальнейшем планируется усовершенствование модели для ее эксплуатации при разработке системы компьютерного тренинга.

ЛИТЕРАТУРА

1. Васильева Л. М., Дорофеев А. А., Талаквадзе В. В. Тепловыделяющие элементы и элементы конструкции тепловыделяющих сборок / ред. В. В. Талаквадзе. — М. : ИО МВТУ им. Н. Э. Баумана, 1989.

МЕТОД ИЗМЕРЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ФТОРА В МНОГОКОМПОНЕНТНОМ ГАЗЕ ПО ПОКАЗАНИЯМ ВИБРАЦИОННОГО ПЛОТНОМЕРА

Савитский О. П.¹, Николаев А. В.², Дядик В. Ф.², Криницын Н. С.²

¹АО «Сибирский химический комбинат», 636039, г. Томск, ул. Курчатова, 1

²Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: oleg_sav@bk.ru

Измерение текущего содержания фтора в составе технологического газа на Сублиматном заводе АО «Сибирский химический комбинат» выполняется с помощью установки масс-спектрометрии.

Несмотря на неоспоримые преимущества данного метода измерения, использование его в контуре управления влечет за собой существенные материальные затраты. С целью снижения материальных затрат предложен альтернативный способ измерения концентрации фтора с использованием плотномера [1].

С использованием статической математической модели пламенного реактора фторирования выявлен линейный характер связи между объемной концентрацией фтора в технологическом газе на выходе ПР и плотностью газовой смеси. Данная зависимость сохраняется в регламентном диапазоне работы. Рабочий диапазон плотности составляет от 4 до 11 кг/м³.

Получение функциональной зависимости концентрации избыточного фтора от плотности выполнены с помощью составления регрессионного уравнения. Максимальная средняя квадратическая погрешность описания результатов экспериментов при регламентном диапазоне концентрации, составляет 1,71 % и 0,59 % для уравнений регрессии первого и второго порядка соответственно. При пусковых и критических режимах максимальная средняя квадратическая погрешность описания результатов составляет 6,5 % и 7,3 % для уравнений регрессии первого и второго порядка соответственно.

ЛИТЕРАТУРА

1. Савитский О. П. Анализ возможности применения плотномера газа для реализации САР стабилизации концентрации фтора на выходе пламенного реактора [Текст] / Савитский О. П., Рудников А. И., Дядик В. Ф., Криницын Н. С. // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник научных трудов VIII Международной научно-практической конференции / ТПУ. — 2011. — С. 255.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОГО РЕЖИМА РАБОТЫ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО БЛОКА КАК ЗАДАЧА МНОГОМЕРНОЙ ОПТИМИЗАЦИИ

Сербин А. В., Сакирко Г. К., Гуцул М. В., Носков М. Д.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск, Томской обл., пр-т Коммунистический, 65, serbin-96@mail.ru*

Способ скважинного подземного выщелачивания (СПВ), в настоящее время, является одним из наиболее перспективных методов добычи урана. Подземное выщелачивание является более привлекательным и эффективным, по сравнению с традиционными способами добычи, при разработке бедных месторождений, а также глубокозалегающих месторождений, характеризующихся сложными гидрогеологическими и горно-технологическими условиями.

Эффективность работы предприятия СПВ зависит от эффективности работы каждого эксплуатационного блока. Эффективность отработки эксплуатационного блока можно оценивать по различным критериям, а именно время отработки до 80 % ($T_{80\%}$) и отношения массы закаченных растворов к горнорудной массе блока (Ж/Т). В силу высокой инерционности процесса СПВ урана является актуальной задача определения эффективных режимов отработки эксплуатационного блока, которую возможно реализовать при наличии математической модели, адекватно описывающей процесс отработки эксплуатационного блока. Режимы работы эксплуатационного блока характеризуются объемами выщелачивающих растворов и концентрацией реагентов и в общем случае представляют собой последовательность из нескольких этапов различающихся между собой объемами и концентрацией. Таким образом задача определения эффективных режимов отработки эксплуатационного блока представляет собой задачу многомерной оптимизации, функционала вида:

$$t_{80\%} + Ж/Т_{80\%} + ace,$$

где $Ж/Т_{80\%}$ — показатель Ж/Т при 80 % отработки, ace — затраты кислоты, $t_{80\%}$ — время отработки до 80 %. Варьируемые величины: дебит и концентрация кислоты.

В докладе представлено программное обеспечение (ПО), реализующие определение оптимального режима отработки эксплуатационного блока. В основе ПО, лежит математическая модель отработки эксплуатационного блока, однопараметрические методы (дихотомии, золотого сечения, равномерного поиска) и многопараметрический метод (градиентный спуск). Разработка велась на языке программирования C++, разработанное ПО функционирует на ПК под управлением операционных систем семейства Windows.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ШНЕКОВОЙ ОСАДИТЕЛЬНОЙ ЦЕНТРИФУГИ

Соломаха А. Е., Брендаков В.Н

*Национальный исследовательский Томский государственный университет,
634050, г. Томск, пр-т Ленина, 36,
e-mail: solomahaartem@yandex.ru*

Центрифуга — устройство, использующее центробежную силу. Представляет собой механизм, обеспечивающий разделение веществ разной плотности.

Осадительные центрифуги имеют широкое применение в различных отраслях: в лабораторной практике, в сельском хозяйстве для очистки зерна, выдавливания мед из сот, выделение жира из молока, в производстве для обогащения руд, разделения изотопов урана в газообразном соединении гексафторида урана.

Эффективность центрифуг характеризуется фактором разделения, представляющего собой отношение центробежного ускорения к ускорению свободного падения. Значение этого параметра для некоторых центрифуг достигает нескольких тысяч. Для описания движения жидкости по каналу используется записанная в цилиндрической системе координат система уравнений Навье-Стокса в безразмерном виде, замыкаемая с помощью уравнения неразрывности. На первом этапе моделирования была решена гидродинамическая задача течения вязкой несжимаемой жидкости в круглой трубе.

Одним из эффективных способов решения уравнений движения несжимаемой среды в переменных «скорость — давление» является метод физического расщепления по времени полей скорости и давления.

В работе численная модель, представляющая собой систему дифференциальных уравнений в частных производных второго порядка, аппроксимировалась методом конечных разностей. Полученная система алгебраических уравнений решалась численно на разнесенной разностной сетке при заданных начальных и граничных условиях. Неявная схема уравнений записывалась в «дельта» форме и решалось с помощью численного метода продольно-поперечной прогонки.

Для оценки адекватности созданной численной модели были выполнены тестовые расчеты течения в трубе. Так же сделаны выводы о возможности использовать данную численную модель в последующих исследованиях разделения суспензий в центрифугах.

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ СОСТОЯНИЯ АТМОСФЕРЫ В БОКСАХ, СВЯЗАННЫХ СЕТЬЮ ТРУБОПРОВОДОВ

Фадеева Н. А., Егорова О. В., Ливенцова Н. В.

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: naf6@tpu.ru*

В настоящее время в рамках проекта «Прорыв» разрабатывается технология замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). Для имитации работы технологических схем ЗЯТЦ с целью исследования работоспособности, управляемости и оптимизации создается код оптимизации и диагностики технологических процессов (КОД ТП).

Настоящая работа посвящена разработке математической модели состояния атмосферы в боксах линии карботермического синтеза (КТС) модуля фабрикации (МФР) ЗЯТЦ, связанных сетью трубопроводов для программного комплекса КОД ТП.

Согласно проектной документации все установки технологической схемы МФР будут помещены в защитные боксы, заполненные инертной атмосферой, подаваемой в них через единую систему разветвленных трубопроводов. Состояние атмосферы внутри боксов будет контролироваться посредством автоматизированной системы. Ввиду этого для обеспечения возможности имитации в КОД ТП изменения характеристик атмосферы потребовалась разработка математической модели состояния атмосферы в боксах.

При разработке математической модели составлены ее информационная структура и математическое описание, а также проведена проверка работоспособности в среде Matlab. Математическое описание модели бокса получено на основе материального и теплового балансов, а математическое описание модели гидравлической сети, соединяющей боксы, на основе «увязочного метода» [1, 2]. Модель рассчитывает распределение расходов по линии трубопроводов, а также давление, температуру и концентрации основных компонентов среды внутри боксов.

Далее планируется провести проверку модели путем сравнения данных модели с данными полученными из экспериментов с реально функционирующей линией.

ЛИТЕРАТУРА

1. Гартман Т.Н. и др. Компьютерное моделирование простых гидравлических систем. — М. : РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2002.
2. Меренков А.П. и др. Теория гидравлических цепей. — М. : Наука, 1985.

ВЛИЯНИЕ РЕЖИМА ЗАКИСЛЕНИЯ НА ГЕОТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ ОТРАБОТКИ БЛОКОВ ПРИ ПОДЗЕМНОМ ВЫЩЕЛАЧИВАНИИ

Шамраева А. О., Теровская Т. С., Носков М. Д.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: kurgaa@sibmail.com*

Скважинное подземное выщелачивание (СПВ) — один из наиболее эффективных и перспективных методов добычи урана. При подземном выщелачивании урана выделяют три основных стадии отработки: закисление рудовмещающего пласта, выщелачивание и довыщелачивание. На стадии закисления внутри контура блока изменяется геохимическая обстановка продуктивного горизонта и происходит заполнение порового пространства технологическим раствором. В начале работы технологического блока во вмещающей породе содержатся быстрорастворимые минералы, как правило, карбонаты различных металлов, которые быстро взаимодействуют с серной кислотой, нейтрализуя ее, поэтому на стадии закисления концентрация серной кислоты в выщелачивающих растворах должна быть максимальна. На практике используется два варианта режима закисления — прямой (традиционный) и обратный (опережающий). При традиционном закислении в закачные скважины подают выщелачивающий раствор, при этом одновременно включается система откачных скважин. При опережающем закислении выщелачивающий раствор подается в откачные скважины, закачные скважины при этом не работают, растворы не откачиваются.

В настоящей работе с помощью математического моделирования исследовалось влияние режима закисления на эффективность добычи урана. Моделирование было выполнено в специализированном программном обеспечении «Курс», разработанной в Северском технологическом институте НИЯУ МИФИ. Было проведено сравнение двух вариантов закисления. Для этого была создана цифровая модель блока, которая состояла из 10 закачных и 3 откачных скважин. Скважины располагались на расстоянии 25 метров друг от друга, а расстояние между рядами скважин составило 40 метров.

По результатам моделирования были определены основные геотехнологические показатели отработки блоков при различных режимах закисления.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМПЛЕКСНОГО ДЕНСИТОМЕТРА НКЕД ДЛЯ КОНТРОЛЯ ВХОДНЫХ ПРОДУКТОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ

Щербакова К. К., Ромадова С. И., Галузин Д. Д.,
Левунин А. С., Наумов В. Н.

ФГУП «ПО «Маяк», 456780, г. Озерск, пр-т Ленина, 31, e-mail: cpl@po-mayak.ru

Гибридный денситометр НКЕД, разработанный фирмой Canberra совместно с Институтом Трансурановых Элементов (Карлсруэ, Германия), представляет собой прибор, позволяющий определять массовую концентрацию урана и плутония для контроля входных растворов переработки ОЯТ.

В основе работы прибора лежат два метода анализа КЕД и XRF. Гамма-спектрометрия по К-краю поглощения (КЕД), позволяет определять массовые концентрации U или Pu (свыше 50 г/дм³). Рентгенофлуоресцентный анализ (XRF) предназначен для определения массовой концентрации U или Pu (до 50 г/дм³), также метод дает возможность оценить отношение U/Pu в растворе. Hibrid (КЕД/XRF) — комбинированный метод измерения — позволяет определять массовую концентрацию U (КЕД) и отношение U/Pu (XRF), используя полученные значения, вычисляют массовую концентрацию Pu.

По результатам проведенных исследований была разработана методика измерений массовой концентрации урана и плутония в растворах на комплексном денситометре НКЕД. Диапазон измеряемых массовых концентраций урана — от 0,25 до 400 г/дм³, плутония — от 0,25 до 50 г/дм³. Методика измерений аттестована в ранге отраслевой, свидетельство об аттестации № 3303—2016 [1].

В 2017 году специалистами АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» (г. Обнинск) и ФГУП «ПО «Маяк» было разработано новое русифицированное программное обеспечение НКЕД_ХЕ для обработки спектров на базе операционной системы Windows 7 и выше, позволяющее автоматизировать работу прибора. В перспективе развития планируется исследование возможности определения массовых концентраций америция, нептуния и тория в технологических растворах.

ЛИТЕРАТУРА

1. Левунин С. Л., Галузин Д. Д., Ромадова С. И. «Уран. Плутоний. Методика измерений массовой концентрации урана и плутония в растворах на комплексном денситометре НКЕД. И.ЦЗЛ.МИ.223—2013». Инструкция. Инв. № ЦЛ 1/145. ФГУП «ПО «Маяк» 2013.

РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ ПРОЦЕССОМ ДОБЫЧИ УРАНА МЕТОДОМ СПВ

Янова А. О., Щипков А. А., Юров А. В.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр-т Коммунистический, 65
e-mail: yanovanastasiya@gmail.com*

Скважинное подземное выщелачивание (СПВ) является одним из самых перспективных способов разработки месторождений урана. Данный метод наиболее привлекательный и эффективный, по сравнению с традиционными способами добычи, при разработке бедных месторождений, а также глубоко залегающих месторождений, характеризующихся сложными гидрогеологическими и горнотехнологическими условиями.

Для повышения эффективности разработки месторождений способом СПВ целесообразно создать систему автоматического управления операциями по добыче урана данным методом. Такая система могла бы решить следующие задачи: сбор и хранение информации о работе добычного комплекса, визуализация параметров технологического процесса в режиме реального времени, информационная поддержка в принятии решений управленческому персоналу, автоматическая сигнализация об авариях и критических ситуациях, ведение журнала событий и действий технологического персонала, а также управление исполнительными механизмами технологического оборудования в режиме реального времени. В данной работе определены контролируемые параметры технологического процесса и управляющие сигналы, разработаны интерфейсы связи объектов технологического процесса, составлены перечень аварийных ситуаций и алгоритм работы SCADA-системы.

С помощью разработанной системы появляется возможность контролировать параметры скважин и трубопроводов, управлять клапанами для подачи выщелачивающих растворов в нагнетательные скважины и откачными насосами, изменять параметры защит электротехнического оборудования. Решения вышеперечисленных задач позволяют повысить эффективность добычи урана, снизить издержки производства, а также улучшить экологическую ситуацию. В дальнейшем планируется разработка и тестирование на симуляторе SCADA-системы для управления технологическим процессом, отработка сценариев управления процессом при различных критических производственных и аварийных ситуациях.

СЕКЦИЯ

**Ядерные технологии — шаг
в будущее (для школьников)**

БИОТЕХНОЛОГИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

Воронина К. В.

Руководители: Циркунов П. Т., Семенов С. С.

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ,
636036, г. Северск Томской обл., пр. Коммунистический, 65
e-mail: svinks13@gmail.com*

*Муниципальное бюджетное общеобразовательное учреждение
«Средняя общеобразовательная школа № 196» г. Северска Томской области
e-mail: voroninaksusha55@mail.ru*

Ядерная энергетика (Атомная энергетика) — это отрасль энергетики, занимающаяся производством электрической и тепловой энергии путём преобразования ядерной энергии. Уран, один из радиоактивных элементов. Радиоактивность обуславливает свойства химического элемента.

Природный уран составляют три его изотопа. Два из них являются родоначальниками радиоактивных рядов. Природные изотопы урана используют при создании топлива для ядерных реакций и оружия. Также уран-238 служит сырьем для получения плутония-239.

UO₂ — плохо растворим в концентрированной серной кислоте и практически не растворим в разбавленной H₂SO₄. Поэтому приходится применять окислители для перевода U⁴⁺ в U⁶⁺.

Для этой цели часто применяется минерал пиролюзит, содержащий 50% сильного окислителя MnO₂. Недостаток использования марганца в качестве окислителя: с экологической точки зрения уже на стадии экстракции в рафинате накапливается марганец (до 1,5—2 г/л), а он достаточно токсичен. Даже при обработке рафината известью до pH = 8 марганец полностью не удаляется. Поэтому, в основном, для окисления используется Fe(III) и O₂.

Ядерной промышленности нужен высокий уровень изотопа-235, поэтому природный уран обогащают с помощью сложной технологической процедуры.

Но причём здесь микроорганизмы?

Как оказалось, в некоторых метаболических реакциях бактериям необходимо избавляться от «лишних» электронов. Эти лишние электроны бактерия может передать растворенным в окружающей водной среде ионам, например, находящимся в воде ионам урана. «Забрав» лишние электроны от бактерий, уран переходит в нерастворимую форму и выпадает в осадок в виде неорганических солей. Но то же самое происходит и без участия бактерий: горные породы могут накапливать растворенные в океане ионы урана в результате обычных химических реакций.

И, казалось бы, эти два процесса — органический и неорганический, неотличимы. Для неорганического процесса осаждения абсолютно не важен изотопный состав урана — оба изотопа, уран-235 и уран-238 неотличимы с точки зрения химии. Но бактерии оказались более «привередливыми» — они предпочитали уран-238 по сравнению с его более легким 235-м изотопом. Получается, что если в древних осадочных слоях относительное содержание 238-го изотопа выше, чем в других породах, значит, эти слои образовались при участии живых микроорганизмов. Оценив содержание обоих изотопов в архейских осадочных породах из западной части Австралии, исследователи обнаружили, что тут присутствуют соли урана, образованные в результате биохимических реакций. Иными словами, 2,5 миллиарда лет назад микробы уже вовсю вмешивались в геохимические процессы.

СОЗДАНИЕ ТЕПЛОТВОДЯЩЕГО ЭЛЕМЕНТА НА ОСНОВЕ МЕТАЛЛОМАТРИЧНОГО КОМПОЗИТА Al/SiC

Кокорина А.

Научный руководитель: к. т. н. Пак А. Я.

МБОУ Лицей при ТПУ, 634028, liceum@tpu.ru

Одной из ключевых проблем современной силовой электроники средних и высоких мощностей является проблема обеспечения эффективного отвода тепла от электронных компонентов, интенсивно нагреваемых в процессе работы. Композит Al/SiC является высокоэффективным материалом для терморегулирования: он обладает механической прочностью, высокой теплопроводностью, низким коэффициентом теплового расширения, низкой плотностью, гибкостью и другими важными свойствами [1]. Входящий в его состав карбид кремния обладает свойством радиационной стойкости.

В данной работе методом литья по известной методике [2, 3] был синтезирован объемный образец ММК Al/SiC в лабораторных условиях. Данный метод имеет следующие достоинства: низкая стоимость, высокая производительность, масштабируемость, и, следовательно, и перспективность в промышленном производстве. Композит изготовлялся в атмосферной печи ЭКПС-10 при температуре 730 градусов Цельсия в течение 2 часов 15 минут, отливался в графитовую форму. В итоге из полученной отливки был изготовлен и апробирован теплоотводящий элемент для охлаждения интегральной микросхемы.

ЛИТЕРАТУРА

1. Каблов Е. Н., Щетанов Б. В., Шавнев А. А. и др. Свойства и применение высоконаполненного металломатричного композиционного материала Al/SiC. Физика твердого тела / Е. Н. Каблов, Б. В. Щетанов, А. А. Шавнев, А. Н. Няфкин, В. В. Чибиркин, В. В. Елисеев, В. А. Мартыненко, В. Г. Мускатинов, Л. А. Эмих, С. М. Вдовин, К. Н. Ницев. — 2011. — № 3 (1). — С. 56—59.
2. Madeva Nagaral, V Auradi, K I Parashivamurthy, S A Kori, Shivananda B K. Synthesis and characterization of Al6061-SiC-graphite composites fabricated by liquid metallurgy. Materials Today: Proceedings 5 (2018) 2836-2843.
3. B. Ogel, R. Gurbuz. Microstructural characterization and tensile properties of hot pressed Al-SiC composites prepared from pure Al and Cu powders. Materials Science and Engineering A301 (2001) 213-220.

ЗАКОНОМЕРНОСТИ В ДИНАМИКЕ ПОЧВЕННОГО РАДОНА И СКОРОСТИ ЕГО ВЫХОДА В АТМОСФЕРУ

Иванов Д. А.², Нго Т. Т.², Яковлев Г. А.¹, Яковлева В. С.²

¹МБОУ лицей при Томском политехническом университете,
634028, Россия, г. Томск, ул. А. Иванова, 4

²Томский политехнический университет,
634050, Россия, г. Томск, пр-т Ленина, 30
e-mail: vsyakovleva@tpu.ru

Длительный мониторинг таких величин, как объемная активность (ОА) газа радона в почве, скорость переноса его из слоя грунта в воздушный слой атмосферы, является довольно важной составляющей, сопутствующей нахождению решения множества задач, в самых разных областях. Например, с помощью такого мониторинга (применимо к почвенному радону) в геофизике имеется возможность решить такую задачу, как прогноз изменения напряженно-деформированного состояния земной коры.

С конца 2010 г. на экспериментальной площадке ТПУ-ИМКЭС производится мониторинг ОА радона и торона, с использованием детекторов α - и β - излучений (приборы производства АТОМТЕХ, Беларусь — БДПА-01, БДПБ-01), которые помещены внутри скважин на различных глубинах от 20 см до 1 м. Для мониторинг непосредственно плотности потока радона (ППР) с поверхности грунта используется динамическая накопительная камера и блоки БДПА-01. Калибровка для перевода показаний детекторов α - и β - излучений в единицы измерения ОА радона и ППР проводится с использованием радиометров радона RTM-2200 (Германия) и Альфарад (РФ).

В результате анализа измерений были выявлены наиболее значимые влияющие факторы, и закономерности, примером которых являются суточные и сезонные вариации. Также были выявлены аномалии, причиной которых является выпадение высокоинтенсивных (более 40 мм) дождевых осадков, или весеннее таяние снега. Так в сейсмоопасных регионах такие аномалии могут быть расценены как предвестники надвигающейся сейсмической опасности.

Выявленные суточные вариации радона в грунте, в частности ППР и ОА, хорошо коррелируют с изменениями распределения температуры на глубине в грунте в теплое время года. Были обнаружены изменения суточного хода ОА радона на разных глубинах. К тому же в сезонной динамике почвенного радона максимальные значения наблюдаются зимой, минимальные — летом.

СРАВНЕНИЕ НАНОПОРОШКОВ СТАБИЛИЗИРОВАННОГО ОКСИДА ЦИРКОНИЯ, ИЗГОТОВЛЕННЫХ ПО РАЗНЫМ ХИМИЧЕСКИМ ТЕХНОЛОГИЯМ

Хасанова К. О.

*МБОУ лицей при ТПУ, 634028, г. Томск, ул. А. Иванова, 4
email: ksenia.khasanova@mail.ru*

В последние десятилетия во всем мире активно разрабатываются технологии производства наноматериалов, позволяющих достичь уникальных свойств в высокотехнологичных отраслях, в том числе и в атомной промышленности. В настоящее время существует множество различных химических технологий, благодаря которым возможно получить наноматериалы с заданными свойствами.

Целью данной работы было сравнение по нескольким показателям (удельная поверхность, дисперсность, % содержание примесей) аналогичных нанопорошков (НП) стабилизированного диоксида циркония, изготовленных в России и Японии по разным химическим технологиям. Порошки ZrO_2 востребованы для производства твердооксидных топливных элементов, высокопрочной керамики и стоматологических имплантатов. В ходе данной работы рассматривались НП стабилизированного оксида циркония состава ZrO_2 — 8 мол.% Y_2O_3 , изготовленные методом высокотемпературного гидролиза растворов солей, применяемого японской фирмой TOSOH (марка TZ-8Y) и методом плазмохимического синтеза, применяемого в АО «СХК» (марка ПЦИ-8). Для измерения удельной поверхности использовался прибор СОРБИ — М, работа которого основана на методе БЭТ (метод низкотемпературной адсорбции инертных газов). Для изучения химической чистоты НП использовались паспортные данные о содержании примесей в данных веществах. Средний размер частиц рассчитывался по формуле

$$d = \frac{6}{\rho S}$$

где S — удельная поверхность, ρ — теоретическая плотность кубического ZrO_2 , стабилизированного Y_2O_3 (6 г/см³).

На основе полученных результатов был сделан вывод, что дисперсность и химическая чистота выше у НП, изготовленного в АО «СХК» марки ПЦИ-8. Следовательно, он имеет конкурентоспособные свойства в сравнении с НП марки TZ-8Y японского производства.

ИЗОТОПЫ РАДОНА КАК ИНДИКАТОРЫ АТМОСФЕРНЫХ ДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ

Яковлев Г. А.¹, Нгуен Т. Х.², Черепнев М. С.², Яковлева В. С.²

¹МБОУ лицей при Томском политехническом университете,
634028, Россия, г. Томск, ул. А. Иванова, 4

²Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр-т
Ленина, 30. E-mail: vsyakovleva@tpu.ru

Исследование поведения изотопов радона в приземной атмосфере является актуальной задачей, поскольку радон и торон являются замечательными индикаторами динамических процессов, таких как вертикальный и горизонтальный перенос воздушных масс, газообмен в системе «литосфера-атмосфера» (дыхание Земли). Поведение изотопов радона обусловлено изменением погодных условий, состояния атмосферы и поверхностных слоев грунта. К тому же, радон и торон, в отличие от других газов-трассеров, достаточно легко измерить, а из-за различий в ядерно-физических свойствах этих изотопов, а именно, разных постоянных распада обоих газов, при их совместном измерении могут нести информацию о процессах различного временного масштаба.

Непрерывный мониторинг объемной активности (ОА) радона, торона и дочерних продуктов их распада (ДПР) в приземной атмосфере производили с конца 2016 г. в Томской обсерватории радиоактивности и ионизирующих излучений (ТОРИИ) с использованием радиометра радона RTM2200 (Германия), установленного на 1 м от земной поверхности и радиометра RAD7 (США) для исследования вертикального профиля ОА изотопов радона и их ДПР.

Анализ данных мониторинга позволил выявить ряд закономерностей на суточном и годовом масштабах и основные влияющие факторы. Так, по результатам анализа выявлена закономерность в сезонной динамике радона: максимальное значение наблюдаются зимой, а минимальные — весной. Данные хорошо согласуются с результатами исследований радона в Финляндии, а в других странах наблюдается обратная зависимость.

Анализ экспериментальных данных ОА и ЭРОА радона, а также ОА торона, показал, что метеорологические факторы значимо влияют на ОА радона, и по результатам мониторинга наблюдаются суточные вариации, максимум которых проявляется ранним утром, а минимум — днем. Наиболее значимыми влияющими факторами являются влажность, температура, турбулентность приземной атмосферы, а также вертикальный ветер.

Научное издание

IX ШКОЛА-КОНФЕРЕНЦИЯ МОЛОДЫХ АТОМЩИКОВ СИБИРИ

17—19 октября 2018 года

СБОРНИК ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ

Верстка Е. Н. Коварж

Дизайн А. Н. Теплухин

Подписано в печать 12.10.2018. Формат 60×84/16.

Бумага офсетная. Гарнитура «Cambria».

Усл. печ. л. 10,35. Тираж 200 экз. Заказ № 8433

Отпечатано. ООО «Дельтаплан».

634041, г. Томск, ул. Тверская, 81

(3822) 435-400, 435-600