

VIII Международная научно-практическая
конференция
«Физико-технические проблемы в науке,
промышленности и медицине»
СБОРНИК НАУЧНЫХ ТРУДОВ

ТОМСК
1-3 июня 2016



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

ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ В НАУКЕ, ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЕ

**Сборник научных трудов
VIII Международной научно-практической конференции**

1–3 июня 2016 г.

Томск 2016

УДК 62:53+61:53(063)

ББК 3+5л0

Ф50

Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине : сборник научных трудов VIII Международной научно-практической конференции / Томский политехнический университет. – Томск : Изд-во Томского политехнического университета, 2016. – 262 с.

ISBN 978-5-4387-0675-5

Сборник научных трудов включает материалы VIII Международной научно-практической конференции «Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине». Конференция проводится на базе Физико-технического института Томского политехнического университета 1–3 июня 2016 г.

УДК 62:53+61:53(063)

ББК 3+5л0

Редакционная коллегия

О.Ю. Долматов, к.ф.-м.н	Ответственный редактор, сопредседатель программного и оргкомитетов, директор ФТИ ТПУ
Д.С. Исаченко, к.ф.-м.н	Физико-энергетические и электро-физические установки
В.П. Кривобоков, д.ф.-м.н.	Инновационные материалы и технологии в ядерной и «зеленой» энергетике
А.Ю. Трифонов, д.ф.-м.н.	Математическое моделирование в фундаментальных и прикладных исследованиях
И.В. Шаманин, д.ф.-м.н.	Физико-химические и изотопные технологии в науке, промышленности и медицине
И.Б. Степанов, д.т.н.	Радиационные и пучково-плазменные технологии в науке, технике и медицине
Д.Г. Демянюк, к.т.н.	Актуальные вопросы ядерного нераспространения, безопасность и экология ядерной отрасли
А.Г. Горюнов, д.т.н.	Информационные технологии, автоматизация и системы управления

При поддержке Российского фонда фундаментальных исследований.

ОГЛАВЛЕНИЕ

Секция 1 Физико-энергетические и электрофизические установки

GENERATION IV REACTORS

<i>V.S. Gontov</i>	19
SUPERCritical WATER COOLED REACTORS	
<i>S. Helmy</i>	20
FLOATING NUCLEAR POWER PLANT	
<i>M.A. Lozovskiy, S.S. Chursin</i>	21
IMPLEMENTATION OF RADIOACTIVE POWER IN SPACE	
<i>N. V. Nemykin</i>	22
PLUTONIUM-240 AS A BURNABLE ABSORBER	
<i>D.B. Mukhambetalin, A.G. Naimushyn, O.P. Kabrysheva</i>	22
NUCLEAR THERMAL ROCKETS (NTR)	
<i>Y.A. Zagumennyi</i>	23
РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ПОЗИЦИОНИРОВАНИЯ ОБРАЗЦОВ	
<i>И.О. Акимченко, А.С. Неганов</i>	24
ЭКСПЕРИМЕНТ ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ТВЭЛОВ ВВЭР-1000 С ВЫСОКИМ ВЫГОРАНИЕМ ТОПЛИВА В АВАРИИ LOCA. ТЕХНОЛОГИЯ ПРОВЕДЕНИЯ РЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА. РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСТТЕСТОВЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ	
<i>А.В. Алексеев, А.В. Горячев, О.И. Дреганов, А.Л. Ижutow, И.В. Киселева, В.Н. Шулимов</i>	25
ДЛИТЕЛЬНОСТЬ КАМПАНИИ РЕАКТОРА КЛТ-40С ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РАЗЛИЧНЫХ ЯДЕРНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ	
<i>Д.Ф. Байбаков, А.В. Годовых, В.Н. Нестеров</i>	26
ВЛИЯНИЕ ЖЕСТКОСТИ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ НА НАКОПЛЕНИЕ U233 В ВОДО-ВОДЯНОМ РЕАКТОРЕ	
<i>А.В. Бородач, Ю.Б. Чертков</i>	27
МЕТОДИКА ВЫЯВЛЕНИЯ ПОТЕНЦИАЛЬНО НЕНАДЁЖНЫХ УЧАСТКОВ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ ВВЭР	
<i>А.С. Бусыгин, И.И. Лебедев, А.Г. Наймушин</i>	28
ПОДГОТОВКА РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗУЧЕНИЮ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ	
<i>В.А. Витюк, А.Д. Вурим, В.М. Котов, Г.А. Витюк, Д.С. Иданова</i>	29
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300	
<i>Р.В. Гизбрехт</i>	30
ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУГР АВ-1 ФГУП «ПО МАЯК»	
<i>А.Ю. Бородай, А. А. Гришин, С.С. Гуралев</i>	31
ИССЛЕДОВАНИЕ СОСТАВА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ КОНТУРОВ РЕАКТОРА МИР МЕТОДОМ АТОМНО-АБСОРБЦИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ	
<i>С.А. Двойнишникова, О.Н. Владимирова, Е.О. Демидовская</i>	32
ВЫРАВНИВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В КИПЯЩИХ РЕАКТОРАХ (НА ПРИМЕРЕ ВК-50)	
<i>Ю.Б. Чертков, В.В. Дисюк</i>	33
ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫСОКОЧАСТОТНОГО НАГРЕВАТЕЛЬНОГО ИНДУКТОРА	
<i>И.А. Журавлев</i>	34
РАЗРАБОТКА ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ СТЕНДОВОЙ УСТАНОВКИ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС	
<i>Д. Е. Золотых, М.Н. Аникин, И. И. Лебедев</i>	35
АНАЛИЗ ДОЗОВЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБЛУЧЕННОГО СМЕШАННОГО ОКСИДНОГО ТОРИЙ-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА	
<i>А.А. Иванова, О.А. Украинаец, С.В. Беденко</i>	36

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ ТОРИЕВОЙ РЕШЕТКИ ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА	
<i>В.В. Кнышев, И.В. Шаманин, С.В. Беденко, А. Карпенко</i>	37
РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССА НАРАБОТКИ ИЗОТОПА TC-99M НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т	
<i>П.И. Коновалов, Ю.Б. Чертков</i>	37
ОЦЕНКА ПЕРСПЕКТИВНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ УГР	
<i>А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала</i>	39
СОВРЕМЕННЫЕ ТЕНДЕНЦИИ ОСВОЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ	
<i>С.И. Крылов, В.Н. Нестеров</i>	40
МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ СОСТАВА ПУЧКА НИЗКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ИОНОВ И КАЧЕСТВА ПОВЕРХНОСТИ МИШЕНЕЙ ИЗ ДЕЙТЕРИРОВАННЫХ МЕТАЛЛОВ	
<i>С.И. Кузнецов, Г.Н. Дудкин, В.М. Быстрицкий, В.Ф. Тарасенко, Б.А. Нечаев, В.Н. Падалко, М. С. Сыртанов</i>	41
ОЦЕНКА КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ БАЗ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ И ИХ ВЛИЯНИЯ НА КРИТИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ РАЗМНОЖАЮЩИХ РЕШЕТОК С ТОРИЕМ	
<i>О.А. Украинец, А.А. Иванова, С.В. Беденко, А. И. Карпенко</i>	42
ТОПЛИВО ДЛЯ ВГТРУ МАЛОЙ МЩНОСТИ	
<i>М. Е. Кузнецова, В. В. Кнышев, О. Мендоса</i>	42
ЗНАЧЕНИЕ КРИТИЧЕСКОГО ФЛЮЕНСА ПОВРЕЖДАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ В ГРАФИТЕ РЕАКТОРА РБМК-1000	
<i>М.Г. Куликов, Д.К. Пугачев</i>	44
ОЦЕНКА КАМПАНИИ ВВЭР ПРИ ЗАГРУЗКЕ МИКРОТОПЛИВА	
<i>С.А. Масенко</i>	44
СОЗДАНИЕ ТОЧЕЧНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ИРТ-Т ДЛЯ РАСЧЕТА ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ, ВЫЗВАННЫХ ВВОДОМ РЕАКТИВНОСТИ И ПОТЕРЕЙ ЦИРКУЛЯЦИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ	
<i>П.А. Молодов, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин</i>	45
МОДЕРНИЗАЦИЯ МАТЕРИАЛЬНОГО СОСТАВА ТВС ЯЭУ	
<i>И.А. Мотрий, Е.В. Овечкин, О. В. Селиваникова</i>	46
РЕГУЛИРОВАНИЕ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ ПРИ ВЫГОРАНИИ ТОПЛИВА	
<i>Н.А. Невоструев, Ю.Б. Чертков</i>	47
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ АЛЬТЕРНАТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ ОТРАЖАТЕЛЯ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ОБЪЕМОВ РЕАКТОРА ИРТ-Т	
<i>А.А. Нерода, М.Н. Аникин, И.И. Лебедев</i>	48
МЕТОДЫ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА	
<i>А.Е. Овсенёв А.А. Пермикин</i>	49
ДИНАМИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ ЭЛЕКТРОННОГО ПУЧКА ВЧ ИНЖЕКТОРА РЕЗОНАНСНОГО УСКОРИТЕЛЯ ЭЛЕКТРОНОВ БЕТА-8. РАСЧЕТЫ И ЭКСПЕРИМЕНТ	
<i>А.М. Опекунов, Н.Н. Курапов, М.Л. Сметанин, А.В. Тельнов, И.В. Шориков</i>	50
ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ОПЫТА ИССЛЕДОВАНИЙ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ В РАМКАХ РАБОТ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК	
<i>А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала</i>	50
ОПЫТ СОЗДАНИЯ ПУНКТА ДОЛГОВРЕМЕННОЙ КОНСЕРВАЦИИ ОСОБЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ПЛОЩАДКЕ РАЗМЕЩЕНИЯ УРАН-ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА ЭИ-2 АО «ОДЦ УГР»	
<i>А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала</i>	51
ОЦЕНКА ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА КЛТ-40С	
<i>А.А. Прец, А.Д. Сапар</i>	52
ОЦЕНКА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ РАСЧЕТОВ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА В ЯЧЕЙКЕ ВВЭР ПРИ СУТОЧНОМ ГРАФИКЕ МАНЕВРИРОВАНИЯ МОЩНОСТЬЮ	
<i>М.Н. Плевака, М.А. Увакин</i>	53

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ РЕНТГЕНОГРАФИЧЕСКИЕ КОМПЛЕКСЫ НА БАЗЕ БЕЗЖЕЛЕЗНЫХ ИМПУЛЬСНЫХ БЕТАТРОНОВ	
<i>К.В. Савченко, Ю.П. Куропаткин, В.И. Нижегородцев, О.А. Шамро</i>	54
ВОЗМОЖНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АЛЬТЕРНАТИВНЫХ ВЫГОРАЮЩИХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР	
<i>А.А. Сливин, М.Н. Аникин, Ю.Б. Чертков</i>	55
МОДЕЛИРОВАНИЕ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В КЕРАМИЧЕСКОМ ОЯТ	
<i>В.К. Соболев, С.В. Беденко, Н.М. Клюкин, Е.В. Кузнецов, А.Ю. Бородай</i>	55
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА ТИПА БН-800	
<i>Т.В. Степунин</i>	56
ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБОК АЭС В УСЛОВИЯХ ИНТЕНСИВНОГО ПАРООБРАЗОВАНИЯ И ПЕРЕГРЕВА ПАРА	
<i>А.С. Сураев, В.М. Котов, В.А. Витюк, Н.А. Сулейменов</i>	57
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЙ НА ОСНОВЕ ТОРИЯ В СЕРИЙНЫХ РЕАКТОРАХ ВВЭР-1000	
<i>Н.М. Федоров, М.Н. Аникин, И. И. Лебедев</i>	58
ЗАВИСИМОСТЬ КОЭФФИЦИЕНТА ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ ДИСПЕРСИОННОГО ТОПЛИВА ОТ ДОЛИ МАТРИЧНОГО МАТЕРИАЛА В ТОПЛИВЕ	
<i>А.В. Чуйкина</i>	59
Секция 2 Инновационные материалы и технологии в ядерной и «зеленой» энергетике	
INFLUENCE OF ZR-1NB SURFACE STATES ON HYDROGEN SORPTION CHARACTERISTICS	
<i>M.N. Babihina</i>	62
LIGHTNING ENERGY: PRO ET CONTRA	
<i>Buchatskiy D.V., Brykov D.A.</i>	62
CHANGES IN THE DEFECT STRUCTURE OF TITANIUM DURING HYDROGENATION	
<i>Yu. S. Bordulev, R. S. Laptev, V.V. Larionov</i>	64
THE STUDY OF VARIOUS FORMS OF ENERGY (FUEL)	
<i>A.N. Ivanenko</i>	65
JAPAN AS A SUPERPOWER IN THE FIELD OF GREEN ENERGY	
<i>K.A. Khalikova, V.I. Mishina</i>	66
РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ТВЕРДОЙ ФАЗЫ В ПРОДУКТАХ КИСЛОТНОГО РАСТВОРЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА	
<i>Е.В. Апалькова, А.Ю. Жабин, С.И. Смирнов, Г.А. Апальков</i>	66
ИССЛЕДОВАНИЕ СВЯЗИ МЕЖДУ РАБОТОСПОСОБНОСТЬЮ ТВЕРДОСПЛАВНЫХ РЕЖУЩИХ ИНСТРУМЕНТОВ И ФРАКТАЛЬНОЙ РАЗМЕРНОСТЬЮ ИХ ИЗНОСА	
<i>В.П. Нестеренко, К.П. Арефьев</i>	67
АНАЛИЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БОРИДА ВОЛЬФРАМА В КАЧЕСТВЕ ЗАЩИТНОГО МАТЕРИАЛА ДЛЯ УЛУЧШЕНИЯ КОНТЕЙНЕРОВ ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ РАО	
<i>А.Ю. Бородай, Н.М. Клюкин, Е.В. Кузнецов</i>	68
ИЗМЕНЕНИЕ МОРФОЛОГИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СИСТЕМЫ ОКСИД ЛАНТАНА (III), ОКСИД ТИТАНА (IV), БОР ПОД ДЕЙСТВИЕМ МЕХАНИЧЕСКОЙ АКТИВАЦИИ	
<i>В. В. Закусилов, М. С. Кузнецов</i>	69
ОТМЫВКА ТИТАНОВОГО ПОРОШКА ОТ ФТОРИДНЫХ СОЛЕЙ ЭЛЕКТРОЛИТИЧЕСКОГО КАТОДНОГО ОСАДКА	
<i>В.А. Карелин, А.Н. Страшко, А.В. Сазонов, А.В. Дубровин</i>	70
ВЛИЯНИЕ РАЗБАВЛЕНИЯ ШИХТЫ ИНЕРТНОЙ ДОБАВКОЙ НА ПАРАМЕТРЫ СИНТЕЗА И ФАЗОВЫЙ СОСТАВ ПРОДУКТА	
<i>Д.Д. Касаткин, С.С. Чурсин</i>	71
СРАВНИТЕЛЬНАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ УРАНОВОГО СЫРЬЯ ДЛЯ КОНВЕРСИИ	
<i>С.А. Котов, А.И. Рудников, К.А. Ледовских, И.А. Степанов</i>	72

ВКЛЮЧЕНИЕ НИКЕЛИЕВОЙ ДОБАВКИ В ПЕРОВСКИТНУЮ МАТРИЦУ НА ОСНОВЕ АЛЮМИНИЯ	
<i>В.С. Кузьмин, Д.В. Посохов, И.О. Луцик</i>	73
ОСОБЕННОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ СТРУКТУРНО-ФАЗОВОГО СОСТОЯНИЯ ПОВЕРХНОСТИ ПОКРЫТИЙ TiCrN, TiMoN НА СТАЛИ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ НИЗКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИМИ АЛЬФА-ЧАСТИЦАМИ	
<i>А.Т. Парпиев, В.Д. Клопотов, С.Б. Кислицин, А.И. Потеекаев, В.В. Углов, А.А. Клопотов</i>	74
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОЙ ЗАВИСИМОСТИ ТЕПЛОЁМКОСТИ СИСТЕМЫ ND_2AlO_3 НА ОСНОВЕ КВАНТОВОЙ МОДЕЛИ ДЕБАЯ	
<i>А.А. Пермикин, А.Е. Овсенёв, А.О. Семенов</i>	75
ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ ФТОРОПЛАСТА ПО ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИМ ХАРАКТЕРИСТИКАМ	
<i>Н.М. Клюкин, Е.В. Кузнецов, В.К. Соболев, А.Ю. Бородай, П.В. Таракаенко</i>	76
ВЛИЯНИЕ СРЕДЫ СВ-СИНТЕЗА НА ФАЗОВЫЙ СОСТАВ ГОТОВОГО ПРОДУКТА НА ОСНОВЕ ЦИРКОНИЯ И АЛЮМИНИЯ	
<i>Д.К. Колядко, С.С. Чурсин</i>	77
ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАВИСИМОСТИ ДИЭЛЕКТРИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК КОМПАУНДА MESOLINE ОТ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ	
<i>Е.В. Кузнецов, Н.М. Клюкин, В.К. Соболев, А.Ю. Бородай, С.В. Беденко</i>	78
СИНТЕЗ И ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ Ni И NiFe НАНОТРУБОК, ПОЛУЧЕННЫХ МЕТОДОМ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ОСАЖДЕНИЯ В ПОРАХ ИОНО-ТРЕКОВЫХ МЕМБРАН	
<i>Т.Ю. Мейримова, А.Л. Козловский, Е.Ю. Канюков, Е.Е. Шумская</i>	79
ИССЛЕДОВАНИЕ ДИСЛОКАЦИОННОЙ СТРУКТУРЫ ЦИРКОНИЯ МЕТОДАМИ АННИГИЛЯЦИИ ПОЗИТРОНОВ	
<i>Ю. Му, Ю.С. Бордулев, П.В. Кузнецов</i>	80
ИССЛЕДОВАНИЕ СВЯЗИ МЕЖДУ РАБОТОСПОСОБНОСТЬЮ ТВЕРДОСПЛАВНЫХ РЕЖУЩИХ ИНСТРУМЕНТОВ И ФРАКТАЛЬНОЙ РАЗМЕРНОСТЬЮ ИХ ИЗНОСА	
<i>В.П. Нестеренко, К.П. Арефьев</i>	81
ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА DIGITAL FOCUS ARRAY В КОНТРОЛЕ УГЛЕПЛАСТИКОВЫХ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
<i>Е.П. Седанова, Д.А. Седнев, В.Ю. Жвырбля</i>	82
ФАКТОРЫ, ВОЗДЕЙСТВУЮЩИЕ НА ТВЕРДОПЛАМЕННОЕ ГОРЕНИЕ	
<i>М. А. Тузовский, В. В. Закусилов</i>	83
ПОЛУЧЕНИЕ ЖАРОПРОЧНЫХ И РАДИАЦИОННО-СТОЙКИХ МАТЕРИАЛОВ МЕТОДОМ СВС НА ОСНОВЕ MAX-ФАЗ И М-ЕНОВ В СИСТЕМЕ Ti-AL-C И ИССЛЕДОВАНИЕ ИХ СВОЙСТВ	
<i>А.М. Шульпеков, О.К. Лепаклова, В.Д. Китлер</i>	84
ВОВЛЕЧЕНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОБОРОТОВ В ПРОИЗВОДСТВЕННЫЙ ПРОЦЕСС ПОЛУЧЕНИЯ ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК ТИПА ВВЭР	
<i>А.Е. Карпеева, Е.Н. Завалишин, Д.В. Русанюк</i>	85
Секция 3 Математическое моделирование в фундаментальных и прикладных исследованиях	
1D-MODEL OF MICROWAVE PULSE REFLECTOMETRY OF PLASMA IN KTM ТОКАМАК	
<i>D.E. Barkov, A.V. Sharnin, L.A. Lobes</i>	87
INTENSITY-MODULATED ELECTRON BEAM TREATMENT SIMULATION METHODS	
<i>D.D. Golub, D.Y. Sechnaya, S.G. Stuchebrov</i>	88
ПОСТРОЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ОЦЕНКИ ЗАТРАТ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ МЕТОДОМ СИНГУЛЯРНОГО АНАЛИЗА	
<i>Н.С. Агеева, А.А. Мицель</i>	88
ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ВРЕМЯПРОЛЕТНЫХ МЕТОДОВ ИЗМЕРЕНИЙ В ИМПУЛЬСНОЙ РЕФЛЕКТОМЕТРИИ ПЛАЗМЫ	
<i>К. В. Великосельский, А.В. Шарнин, Л.А. Лобес</i>	89
ЯЧЕЕЧНАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА РАЗДЕЛЕНИЯ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ И РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ МЕТОДОМ ВЫТЕСНИТЕЛЬНОЙ ИОНООБМЕННОЙ КОМПЛЕКСООБРАЗУЮЩЕЙ ХРОМАТОГРАФИИ	
<i>А.И. Гожимов, Ю.А. Чурсин</i>	90

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ ОЦЕНКИ АКТИВНОСТИ ТВС ИРТ-ЗМ ВО ВРЕМЯ ХРАНЕНИЯ	91
<i>С.К. Дмитриев, О.К. Колесова, А.Г. Наймушин</i>	
МОДЕЛИРОВАНИЕ ЗАЩИТЫ ОТ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ СО60 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СИСТЕМЫ БИБЛИОТЕК GEANT4	92
<i>Л.Ю. Долгих, С.С. Чурсин</i>	
ЗАМЕЩЕНИЕ ЖИДКОГО АЗОТА ХОЛОДНЫМ ВОЗДУХОМ В СИСТЕМЕ ОХЛАЖДЕНИЯ ЕМКостей КОНДЕНСАЦИОННО ИСПАРИТЕЛЬНЫХ УСТАНОВОК	93
<i>М.И. Дурновцев, А.Ю. Крайнов, С.М. Губанов</i>	
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ТЕПЛООБМЕНА И ДЕСУБЛИМАЦИИ ФТОРИСТОГО ВОДОРОДА В КОНДЕНСАЦИОННО ИСПАРИТЕЛЬНОЙ УСТАНОВКЕ	94
<i>М.И. Дурновцев, А.Ю. Крайнов, С.М. Губанов</i>	
ОЦЕНКА РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ПРИРАЩЕНИЙ КОТИРОВОК ВАЛЮТНЫХ ПАР НА ОСНОВЕ ФАКТОРНОЙ МОДЕЛИ	95
<i>И.В. Загуменнова, М.Л. Шинкеев</i>	
ОЦЕНКА РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ДОХОДНОСТИ ПОРТФЕЛЯ ВАЛЮТНЫХ ПАР НА ОСНОВЕ ФАКТОРНОЙ МОДЕЛИ ЕГО КОМПОНЕНТ	96
<i>И.В. Загуменнова, М.Л. Шинкеев</i>	
FDTD МОДЕЛЬ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫХ ВОЛН В МАГНИТОАКТИВНОЙ ПЛАЗМЕ	97
<i>А.Д. Исаков, А.В. Шарнин, Л.А. Лобес</i>	
ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ НЕКОНДЕНСИРУЕМЫХ ГАЗОВ НА ПРОЦЕСС ДЕСУБЛИМАЦИИ ФТОРИСТОГО ВОДОРОДА	97
<i>А.А. Картавых, С.М. Губанов, А.Ю. Крайнов</i>	
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВЕНТИЛЯЦИИ ПРОИЗВОДСТВЕННОГО ПОМЕЩЕНИЯ	98
<i>М.М. Филиппов, С.М. Губанов, А.Ю. Крайнов, А.А. Картавых</i>	
ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИЙ NVIDIA CUDA ПРИ РЕШЕНИИ ДИНАМИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ	99
<i>А.В. Клименко, А.Г. Горюнов</i>	
ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ ИСКАЖЕНИЯ ФОРМЫ ОТРАЖЕННЫХ ОТ ПЛАЗМЫ ЗОНДИРУЮЩИХ СВЧ-ИМПУЛЬСОВ	100
<i>А.С. Кравец, Л.А. Лобес, А.В. Шарнин</i>	
АНАЛИТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РАСПРОСТРАНЕНИЯ СВЕТА В СЦИНТИЛЛЯЦИОННОМ КРИСТАЛЛЕ	101
<i>С.В. Кузнецов, Е.В. Скачков, В.Н. Беляев</i>	
РАСЧЕТНО-ТЕОРЕТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ПРОЦЕССА СИНТЕЗА	101
<i>М.Б. Лабыкин, Е.В. Шкляренко, Д.С. Исаченко</i>	
ПРОБЛЕМА ПОСТРОЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРНЫХ ЗАВИСИМОСТЕЙ УПРУГИХ МОДУЛЕЙ ГЦК МЕТАЛЛОВ	102
<i>М.В. Матвеев, О.В. Селиваникова, Д.Н. Черепанов</i>	
АНАЛИЗ ФИНАНСОВОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ПРЕДПРИЯТИЙ ТОРГОВО-РОЗНИЧНЫХ СЕТЕЙ РОССИИ	103
<i>А.Г. Никольская</i>	
РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА МОДЕЛИРОВАНИЯ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ	104
<i>А.С. Попов, А.В. Обходский</i>	
УРАВНЕНИЕ ФИШЕРА–КОЛМОГорова–ПЕТРОВСКОГО-ПИСКУНОВА С АНОМАЛЬНОЙ ДИФФУЗИЕЙ	105
<i>А.А. Прозоров, А.Ю. Трифонов</i>	
СЛУЧАЙ РЕЗЕРВИРОВАНИЯ ДИСКРЕТНЫХ КАНАЛОВ НАБЛЮДЕНИЯ С ПАМЯТЬЮ ПРИ НАЛИЧИИ АНОМАЛЬНЫХ ПОМЕХ	106
<i>О.В. Рожкова, Н.С. Демин</i>	
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА КРИСТАЛЛИЗАЦИИ УРАНА С ПРИМЕНЕНИЕМ ТЕОРИИ КЛЕТОЧНЫХ АВТОМАТОВ	107
<i>Д.А. Сериков, А.О. Очоа Бикэ</i>	

ВЫДЕЛЕНИЕ ЦИКЛИЧЕСКОЙ СОСТАВЛЯЮЩЕЙ ВРЕМЕННОГО РЯДА <i>И.Г. Устинова, О.Н. Имас, С.В. Кривяков</i>	108
СТАТИСТИЧЕСКИЙ ПОДХОД ФОРМИРОВАНИЯ ИНВЕСТИЦИОННОГО ПОРТФЕЛЯ <i>М.Э. Фатьянова, А.А. Мицель, М.Е. Семёнов</i>	109
ДИФФЕРЕНЦИАЛЬНОЕ УРАВНЕНИЕ, ВОЗНИКАЮЩЕЕ В ФИЗИКЕ АДРОНОВ ПРИ КОНЕЧНЫХ ТЕМПЕРАТУРАХ <i>А.С. Цыбанев, А.Ю. Трифонов</i>	110
ВЛИЯНИЕ КОРРОЗИИ НА ДОЛГОВЕЧНОСТЬ БЕТОННОГО БАРЬЕРА ПУТР АД <i>Д.О. Чубреев, М.В. Антоненко</i>	110
МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭЛЕКТРОННОЙ КОМПОНЕНТЫ КОСМИЧЕСКОГО СПЕКТРА НА ОСНОВЕ БЕТА-СПЕКТРОВ РАДИОНУКЛИДОВ <i>В.И. Беспалов, В.В. Чуликов</i>	111
РАСЧЕТ РАСПЛАВЛЕНИЯ ЧАСТИЦЫ КВАРЦА В ЭЛЕКТРОПЛАЗМЕННОЙ УСТАНОВКЕ <i>В.А. Власов, О.Г. Волокитин, В.В. Шеховцов</i>	112
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ВАКУУМИРОВАНИЯ И ЗАПОЛНЕНИЯ ГЕЛИЕМ ПОГЛОЩАЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ <i>В.В. Балобанов, А.Ф. Виноградов</i>	113
Секция 4 Физико-химические и изотопные технологии в науке, промышленности и медицине	
FEATURES AND BENEFITS OF TITANIUM AS A METAL FOR HUMAN IMPLANTS <i>E.V. Bezhko</i>	116
THE APPLICATION OF STABLE ISOTOPES OF RARE ELEMENTS <i>Zh.A. Keneshova, Yu.A. Zakharova</i>	117
PORTABLE GAMMA/X-RAY SPECTROMETER <i>A.A. Kupin, K.S. Bryanskiy</i>	118
POTENTIAL APPLICATION OF ELECTROSPUN POLY (E-CAPROLACTONE) (PCL) NANOFIBERS FOR CONTROLLED RELEASE OF POORLY WATER-SOLUBLE DRUGS <i>A.A. Rakina, E.A. Genke</i>	119
STRUCTURE OF SALT SOLUTION IN POLAR DIELECTRIC LIQUIDS AND ELECTRICALLY-INDUCED SEPARATION OF SOLVATED IONS <i>I.V. Shamanin, M.A. Kazaryan, V.N.Gofman, S.N.Timchenko, I.V. Tuksov</i>	120
ELECTROPHYSIOLOGICAL METHODS TO ASSESS PSYCHO-EMOTIONAL STATE OF A PERSON BASED ON MEDICAL NANOSENSORS <i>Nguyen Dang Quang</i>	121
OBTAINING OF THE TITANIUM POWDER FOR ADDITIVE TECHNOLOGIES BY HYDROGENATION <i>D. T. Zavazieva</i>	122
ФРАКЦИОНИРОВАНИЕ ИЗОТОПОВ ЛИТИЯ И МАГНИЯ ПРИ ЗОННОЙ ПЛАВКЕ <i>Д. В. Акимов, Н. Б. Егоров, М. П. Пустовалова</i>	122
ПРОЦЕССЫ ТЕПЛОМАССОПЕРЕДАЧИ В НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ПЛАЗМЕ ПРИ ОЧИСТКЕ ГРАФИТА <i>А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала</i>	123
ИЗУЧЕНИЕ СВОЙСТВ ПОВЕРХНОСТИ И РАСТВОРИМОСТИ ПОКРЫТИЙ ОКСИНИТРИДОВ ТИТАНА ОСАЖДЕННЫХ МЕТОДОМ РЕАКТИВНОГО МАГНЕТРОННОГО РАСПЫЛЕНИЯ <i>Е.Л. Бойцова, Л.А. Леонова, А.А. Пустовалова</i>	124
АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ УВЕЛИЧЕНИЕ ОБЪЕМОВ ПРОИЗВОДСТВА МЕДИЦИНСКОГО ИЗОТОПА ^{99m}Tc НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т <i>Е.А. Бондаренко, А.Г. Наймушин, М.Н. Аникин</i>	125
СКОРОСТЬ СОРБЦИИ ВОДОРОДА НАНОСТРУКТУРАМИ НА ОСНОВЕ УГЛЕРОДА <i>Е.А. Борецкий, Д.Л. Верхорубов, Д.В. Савостиков</i>	126

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ФТОРА ПРИ ТЕРМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКЕ ПРОДУКТОВ СЕРНОКИСЛОТНОГО ВСКРЫТИЯ КОМПЛЕКСНОГО БЕРИЛЛИЕВОГО СЫРЬЯ В АО «УМЗ»	
<i>А.Н. Борсук, И.И. Жерин, Г.Н. Амелина, И. А. Пивоваров</i>	127
ВЛИЯНИЕ ПЛАЗМОПОДАВЛЯЮЩИХ ДОБАВОК НА ЭЛЕКТРОДИНАМИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ВЫСОКОЧАСТОТНОГО ФАКЕЛЬНОГО РАЗРЯДА, ГОРЯЩЕГО В ВОЗДУХЕ	
<i>В.В. Вершинин, Ю.Ю. Луценко, Д.Г. Видяев, Е.А. Борецкий</i>	128
ЭКСПРЕССНЫЙ РАДИОИЗОТОПНЫЙ АНАЛИЗАТОР ОБРАЗЦОВ КЕРНА НЕФТЕНОСНЫХ ПОРОД АНКР-3М	
<i>Ю.А. Волченко, О.Т. Нургалиев</i>	129
ОПТИМИЗАЦИЯ СИНТЕЗА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРЕПАРАТА «¹²³I, ЙОДОФЕН»	
<i>А.М. Большаков, А.А. Гарпацкий, В.М. Головков, А.С. Семенов</i>	130
ФИЗИЧЕСКОЕ ОСАЖДЕНИЕ КАРБОНАТА НАТРИЯ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ ПРОЦЕССЕ ПОЛУЧЕНИЯ ВОЛЬФРАМСОДЕРЖАЩЕЙ ПРОДУКЦИИ	
<i>А.Ю. Гартман, Ю.В. Передерин, Р.И. Крайденко, А.Н. Дьяченко</i>	131
СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОБОРОТОВ	
<i>И.В. Гайдай, А.И. Рудников, Е.В. Борисяк</i>	132
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВОЛОКСИДАЦИИ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА	
<i>И.А. Курский, И.А. Меркулов, В.В. Бондин, И.Н. Сеелев, А.В. Васильев, И.И. Жерин</i>	132
ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛНОТЫ ВЫГРУЗКИ ЗАКИСИ-ОКИСИ УРАНА В РЕЗУЛЬТАТЕ ВОЛОКСИДАЦИИ ОЯТ	
<i>И.А. Курский, И.А. Меркулов, В.В. Бондин, И.Н. Сеелев, А.В. Васильев, И.И. Жерин</i>	133
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОКИСЛЕНИЯ ОЯТ ПРИ ПОВЫШЕННОЙ ТЕМПЕРАТУРЕ	
<i>И.А. Курский, И.А. Меркулов, В.В. Бондин, И.Н. Сеелев, А.В. Васильев, И.И. Жерин</i>	134
ДЕСУБЛИМАЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ С ПОВЕРХНОСТИ ГРАФИТА В РАВНОВЕСНОЙ ГЕЛИЕВОЙ ПЛАЗМЕ	
<i>С.В. Макаревич, И.А. Ушаков, Е.Ю. Давыдов</i>	135
РАСЧЕТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ФАКТОРОВ РЕЗОНАНСНОГО САМОЭКРАНИРОВАНИЯ ДЛЯ АКТИВАЦИОННЫХ ИНДИКАТОРОВ ПРИ НЕЙТРОННОМ ОБЛУЧЕНИИ	
<i>И.В. Прозорова, А.Ю. Алейников, Ю.А. Попов</i>	136
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ НУКЛИДОВ SR82 И I124 ДЛЯ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ НА ЦИКЛОТРОНЕ Р-7М ТПУ	
<i>С.С. Салодкин, В.В. Исаев, В.М. Головков</i>	137
ПОЛУЧЕНИЕ РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРЕПАРАТА НА ОСНОВЕ ПРОИЗВОДНОГО ГЛЮКОЗЫ, МЕЧЕННОГО ЙОДОМ-123	
<i>А.С. Семенов, В.М. Головков, В.С. Скуридин, Ю.В. Саушкина, М.С. Ларькина</i>	137
МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ	
<i>Фам Уиен Тхи</i>	138
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ НЕСТАЦИОНАРНЫХ РАЗДЕЛИТЕЛЬНЫХ ПРОЦЕССОВ В КАСКАДЕ ГАЗОВЫХ ЦЕНТРИФУГ ДЛЯ РАЗДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ КРИПТОНА	
<i>А.А. Ушаков, В.П. Совач, А.А. Орлов</i>	139
ОЧИСТКА ВИСМУТА ОТ РАДИОАКТИВНЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ	
<i>В.А. Федотов, И.И. Новоселов, И.В. Макаров</i>	140
ВИСМУТ, ЕГО СОЕДИНЕНИЯ В ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЕ	
<i>Ю.М. Юхин, К.В. Мищенко, А.С. Даминов</i>	141
Секция 5 Радиационные и пучково-плазменные технологии в науке, технике и медицине	
DEVICE CONCEPT FOR MEASURING THE TRANSVERSE DISTRIBUTION OF ELECTRONS IN THE BEAM ACCELERATOR	
<i>I. B. Danilova, I. A. Miloychikova, S. G. Stuchebrov</i>	144

HARD X-RAY LAUE MONOCHROMATOR <i>A.S. Gogolev, A.A. Kiziridi, V.R. Kocharyan, V.V. Margaryan, T.R. Muradyan</i>	144
STRUCTURE AND OPERATING PRINCIPLES OF ELEKTA PRECISE LINEAR ACCELERATOR <i>Trinh Van Hien</i>	145
COMPARISON AND ANALYSIS OF ALGORITHMS FOR DOSE CALCULATION IN TISSUE-EQUIVALENT ENVIRONMENT WITH A TREATMENT PLANNING SYSTEM PLUNC FOR REMOTE RADIOTHERAPY <i>I.Zh.Khasanova, E.S. Sukhikh</i>	146
APPLICATION OF RADIOMETRIC METHODS FOR MINERALS STUDY <i>D.D. Kundich, S.S. Chursin</i>	147
RESEARCH OF THE CONDENSED BEAM STOP DYNAMICS UNDER LOADING WITH A HIGH-POWER ION BEAM OF POWER DENSITY $\geq 10^{10}$ W/CM² <i>Y. V. Daneykin, V. I. Lissov, E. Y. Pimenov</i>	148
CHERENKOV RADIATION AND ITS APPLICATION FOR DIAGNOSTICS OF CHARGED PARTICLE BEAMS <i>K. E. Popov, A. I. Novokshonov</i>	148
INVESTIGATION OF SEASONAL DYNAMICS OF β- AND γ-RADIATION FIELDS VERTICAL PROFILE IN THE SURFACE ATMOSPHERIC LAYER <i>K.S. Ryabkina, A.G. Kondratyeva, P.M. Nagorskiy, V.S. Yakovleva</i>	149
ELECTRON BEAMS FOR RADIOTHERAPY <i>D.Y.Sechnaya, D.D. Golub, S.G.Stuchebrov</i>	150
РАДИАЦИОННО-ПЛАЗМЕННАЯ ОБРАБОТКА В ПРОИЗВОДСТВЕ МАТЕРИАЛОВ КОСМИЧЕСКОЙ ТЕХНИКИ <i>Д. Д. Баинов, О. Х. Асаинов, В. П. Кривобоков</i>	151
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОХОЖДЕНИЯ РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ЛАБОРАТОРНОМ КОМПЛЕКСЕ ФАЗОВО-КОНТРАСТНОГО И ТЕМНОПОЛЕВОГО АНАЛИЗА <i>С.В. Белявский, Д.А. Захаркина, Р.А. Лаас</i>	152
ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ВНУТРИПОЛОСТНОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ <i>Д.В. Вьюшков, Е.С. Сухих</i>	153
О ПЕРСПЕКТИВАХ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ НА ЦИКЛОТРОНЕ ТОМСКОГО ПОЛИТЕХНИЧЕСКОГО УНИВЕРСИТЕТА <i>В.М. Головков</i>	153
ВЫХОД ВОДОРОДА ИЗ СПЛАВА Zr1%Nb ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ ЭЛЕКТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ <i>А.С. Долгов, Ю.И. Тюрин, В.С. Сыпченко, Н.Н. Никитенков, Чжан Хунжу, Н.Д. Толмачева</i>	154
ВЛИЯНИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ИОНОВ ГЕЛИЯ НА ПРОЦЕССЫ ФОРМИРОВАНИЯ ПРОТОН-ПРОВОДЯЩИХ СВОЙСТВ ПОЛИМЕРНЫХ ФТОРСОДЕРЖАЩИХ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ МЕМБРАН <i>А.А. Дюсембекова, В.В. Сохорева</i>	156
ВОЗМОЖНОСТЬ СОЗДАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ НТЛ КРЕМНИЯ В РЕАКТОРЕ ИРТ-Т НА КАНАЛЕ С ОДНОСТОРОННИМ ДОСТУПОМ <i>В.А. Варлачев, А.В. Головацкий, Е.Г. Емец, Я.А. Бутько</i>	157
МОДИФИЦИРОВАНИЕ ПОВЕРХНОСТИ КЕРАМИКИ КАРБИДА БОРА ИОННО-ПЛАЗМЕННЫМ НАПЫЛЕНИЕМ ПЛЁНКИ ТИТАНА ОБЛУЧЕННОЙ ИНТЕНСИВНЫМ ЭЛЕКТРОННЫМ ПУЧКОМ <i>А.С. Жакибекова, А. С. Ащепкова, Ю.Ф. Иванов</i>	158
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ ДУГИ В КАЧЕСТВЕ ИСТОЧНИКА ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ ИНТЕГРАЛЬНОГО СПЕКТРА ДЛЯ ВОЗДЕЙСТВИЯ НА БИОЛОГИЧЕСКИЕ ТКАНИ <i>А.М. Игнатова, В.М. Субботин, С.И. Зинец, М.Н. Игнатов</i>	159
ТЕРМИЧЕСКАЯ ПРИВИВКА ТОНКИХ ПЛЕНОК ПОЛИПРОПИЛЕНА ДЛЯ ФУНКЦИОНАЛЬНОЙ МЕМБРАНЫ <i>А.П. Иль, В.В. Сохорева</i>	160

МЕТОД КОНТРОЛЯ СПЛОШНОСТИ ТОПЛИВНОГО СТОЛБА И КОМПЛЕКТУЮЩИХ ТВЭЛА <i>М.Ф. Исмагилов, Е.В. Скачков, В.В. Кадилин</i>	161
ПРИМЕНЕНИЕ ПЛОСКОПАРАЛЛЕЛЬНОЙ КАМЕРЫ PRC40 В СРЕДНЕЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ РЕНТГЕНОВСКОМ ДИАПАЗОНЕ <i>С.А.Кадочникова, Е.С.Сухих</i>	162
МОДИФИКАЦИЯ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ ТЕХНИЧЕСКИ ЧИСТОГО ТИТАНА МАРКИ ВТ1-0 ИМПУЛЬСНЫМ ЭЛЕКТРОННЫМ ПУЧКОМ <i>Е.Е. Кузичкин, А.Р. Шамиева, Ю.Ф. Иванов</i>	163
РАДИАЦИОННОЕ МОДИФИЦИРОВАНИЕ МАТРИКСОВ ИЗ ПОЛИМОЛОЧНОЙ КИСЛОТЫ <i>П.Г. Кузнецов, В.Л. Кудрявцева, Д.В. Пономарев</i>	164
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА ПОГЛОЩАЮЩИХ ФИЛЬТРОВ ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ЭНЕРГИИ ЭЛЕКТРОННОГО ПУЧКА УСКОРИТЕЛЯ <i>Н.Н. Курапов, И.В. Шориков, С.М. Придчин, Я.В. Бодряшкин, А.С. Черкасов, А.И.Малыгин, А.М. Опекунов</i>	165
ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕРХНОСТИ СТАЛИ 65Г ПОСЛЕ ЭЛЕКТРОИСКРОВОГО ЛЕГИРОВАНИЯ ВОЛЬФРАМОМ И ЭЛЕКТРОННО-ПУЧКОВОГО ОБЛУЧЕНИЯ <i>М.А. Сексеналина, О.С. Толкачев, Ю.Ф. Иванов</i>	165
ВОЗМОЖНОСТЬ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПОВЕРХНОСТИ СЛОИСТОЙ СТРУКТУРЫ ПО ПЕРЕХОДНОМУ ИЗЛУЧЕНИЮ <i>М.В. Сергеев, К.А. Алишина, А.П.Потылицын</i>	166
СРАВНЕНИЕ КОНВЕНЦИОНАЛЬНОЙ И ТРЕХМЕРНОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ ПРИ ЛЕЧЕНИИ РАКА ПРЕДСТАТЕЛЬНОЙ ЖЕЛЕЗЫ <i>М.А. Синягина</i>	167
ОСАЖДЕНИЕ ПРОЗРАЧНЫХ ЭЛЕКТРОПРОВОДЯЩИХ ПОКРЫТИЙ НА ОСНОВЕ ОКСИДА ОЛОВА <i>В.С. Теменков, С.П. Умнов, О.Х. Асаинов</i>	168
ПРИМЕНЕНИЕ ТВЕРДОТЕЛЬНОГО ФАНТОМА SP34 В СРЕДНЕЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ РЕНТГЕНОВСКОМ ДИАПАЗОНЕ <i>О. В. Тхорик, Сухих Е.С.</i>	169
МОДИФИКАЦИЯ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ ТЕХНИЧЕСКИ ЧИСТОГО АЛЮМИНИЯ КОМБИНИРОВАННЫМ МЕТОДОМ <i>А.Р. Шамиева, О.С. Толкачев, Е.А. Петрикова, Ю.Ф. Иванов</i>	170
Секция 6 Актуальные вопросы ядерного нераспространения, безопасность и экология ядерной отрасли	
PROBLEMS OF SPENT FUEL RECYCLING AND RADIOACTIVE WASTE UTILIZATION <i>A. Bekareva, E. Shashkina</i>	173
ANALYSIS OF DOSE CHARACTERISTICS IRRADIATED (TH, PU) O₂ FOR THE ORGANIZATION OF ACCOUNTING AND CONTROL OF NUCLEAR MATERIALS IN THE PRODUCTION <i>A.A. Ivanova, O. A. Ukrainets, S. V. Bedenko, A. I. Zorkin</i>	174
WWER-1300 SAFETY SYSTEMS ANALYSIS <i>D.A. Leontyeva, N.S. Kakhanov, F.A. Mahmudov</i>	174
RESEARCH OF BETA – RAY ATTENUATION COEFFICIENT FOR ALUMINIUM <i>N.A. Ukhov</i>	175
RISK ASSESSMENTS AT NUCLEAR POWER PLANT (NPP) <i>Alexander Valyaev, Valeri Varlachev, Gurgen Aleksanya, Oleg Arkhipkin</i>	176
ВОПРОСЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН <i>Д.М. Абдрахманова</i>	177
СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ АЛГОРИТМОВ ОБРАБОТКИ АКУСТИЧЕСКОГО СИГНАЛА В ЦЕЛЯХ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОЦЕНКИ КАЧЕСТВА КОМПОНЕНТОВ ТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ <i>В.В. Абрамец, Я.А. Салчак, Д.А. Седнев</i>	178

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЗАЩИЩЕННОСТИ КРИТИЧЕСКИХ ЭЛЕМЕНТОВ ИНФРАСТРУКТУРЫ ОБЪЕКТА	
<i>Ю.Р. Абузарова, Б.П. Степанов</i>	179
ИССЛЕДОВАНИЕ ВТОРИЧНОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЕ В ЗАЩИТЕ ИЗ ПОЛИЭТИЛЕНА	
<i>Е.В. Артемов</i>	180
АНАЛИЗ СИСТЕМ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ: МИРОВОЙ ОПЫТ	
<i>А.С. Башлай., А.В. Годовых</i>	181
РАЗРАБОТКА АНАЛИТИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА ПО ОЦЕНКЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ	
<i>Н.Т. Беденко, А.А. Шевелева, А.В. Годовых, Б.П. Степанов</i>	182
РАЗРАБОТКА АНАЛИТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ДЕЙСТВИЙ НАРУШИТЕЛЯ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА	
<i>А.В. Буковецкий, В.И. Бойко, Б.П. Степанов</i>	183
СРЕДСТВА ОБЕСПЕЧЕНИЯ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ	
<i>А. Ю. Вдовенко</i>	184
ВОПРОСЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА	
<i>О.С. Воронцова</i>	185
ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ ФГУП «ГХК»	
<i>М.В. Антоненко, А.С. Григорьев, Д.В. Журников, С.Н. Саванюк</i>	186
СОВРЕМЕННЫЕ СПОСОБЫ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ	
<i>В.Ю. Гришаев, Д.С. Исаченко</i>	187
МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ УРАНА В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ	
<i>С.П. Дубровка, С.С. Чурсин</i>	188
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОБНАРУЖЕНИЯ ЯДЕРНОГО МАТЕРИАЛА В РЕШЕНИИ ЗАДАЧИ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ	
<i>А.В. Дудкин, В.И. Бойко</i>	189
ВОПРОСЫ СИТУАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ ОХРАНЯЕМОГО ОБЪЕКТА	
<i>К.П. Евтушенко, А.В. Годовых</i>	190
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОПУСКА ПО ЭНЕРГИИ ДЛЯ ОЧГ СПЕКТРОМЕТРА В ЗАВИСИМОСТИ ОТ СТАТИСТИЧЕСКОГО НАБОРА ДАННЫХ	
<i>Т.А. Еремеева, С.С. Чурсин</i>	190
ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ BIG DATA В ОБЛАСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ	
<i>С.Р. Зинатулина, А.В. Годовых</i>	191
ВЛИЯНИЕ ДАВЛЕНИЯ ПРЕССОВАНИЯ НА ПОЛУЧЕНИЕ МОДИФИЦИРОВАННОГО ПЕРОВСКИТА НА ОСНОВЕ АЛЮМИНИЯ, ПРЕДНАЗНАЧЕННОГО ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В РЕЖИМЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ГОРЕНИЯ	
<i>А.О. Семенов, С.В. Иноземцев</i>	193
ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ СУХОГО ХРАНИЛИЩА КОНТЕЙНЕРНОГО ТИПА ДЛЯ БЕЗОПАСНОГО ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РОССИИ	
<i>О.И. Катаева, Д.А. Седнев</i>	193
ТЕХНИЧЕСКИЕ СРЕДСТВА ИДЕНТИФИКАЦИИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ПРОЦЕДУР ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ	
<i>Д.А. Конева</i>	194
ОЦЕНКА РАДИОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ ПУНКТА ХРАНЕНИЯ ЯМ И РВ С ПОМОЩЬЮ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО АНАЛИЗА	
<i>М.С. Кузнецов, А.А. Красновский</i>	195
СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СТРАНАХ МИРОВОГО СООБЩЕСТВА	
<i>Ю.В. Ластовец, Б.П. Степанов</i>	196
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОПРОСОВ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ	
<i>Д.С. Леонович, Б.П. Степанов</i>	197
АНАЛИЗ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОСОБЕННОСТЕЙ ОБРАЩЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА АЭС	
<i>Ли Чэнь</i>	198

ОСОБЕННОСТИ ИЗМЕРЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА РАЗЛИЧНЫХ ОБРАЗЦОВ УРАНА С ПОМОЩЬЮ КОДА MGAU	
<i>М.С. Кузнецов, А.А. Малик</i>	199
УТИЛИЗАЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ПУТЕМ ИХ ИММОБИЛИЗАЦИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЯДЕРНОЙ КЕРАМИКИ	
<i>Д.С. Исаченко, А.А. Малик, А.А. Рыжков</i>	199
КОМПЛЕКСНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ТЕРРИТОРИАЛЬНО-РАСПРЕДЕЛЁННОГО ОБЪЕКТА	
<i>А.А. Мерзляков, А.В. Годовых</i>	200
ПЕРСПЕКТИВЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ МЕТОДИЧЕСКИХ ПОДХОДОВ К ПРОВЕДЕНИЮ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА С УЧЕТОМ СОВРЕМЕННЫХ ТРЕБОВАНИЙ И УГРОЗ	
<i>А.В. Никиенко, Е.А. Власенко</i>	201
АНАЛИЗ ЗАВИСИМОСТИ МАКСИМАЛЬНОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ДЕТЕКТИРУЮЩЕЙ СИСТЕМЫ ОТ ГЕОМЕТРИИ ИЗМЕРЕНИЙ ЯМ И РВ	
<i>Т.Г. Никишкин</i>	202
СЛОЖНОСТЬ ИДЕНТИФИКАЦИИ ЭКСПОРТИРУЕМЫХ ТОВАРОВ И УСЛУГ	
<i>К.Г. Овчинникова, Д.С. Исаченко</i>	202
ОБЪЕКТЫ ЭКСПОРТНОГО КОНТРОЛЯ В ВЫСШИХ УЧЕБНЫХ ЗАВЕДЕНИЯХ	
<i>К.Г. Овчинникова, Д.С. Исаченко</i>	203
ОТСУТСТВИЕ ВОЗМОЖНОСТИ КОНТРОЛЯ ПРЕДОСТАВЛЯЕМОЙ ИНФОРМАЦИИ ПОПАДАЮЩЕЙ ПОД ЭКСПОРТНЫЙ КОНТРОЛЬ	
<i>К.Г. Овчинникова, Д.С. Исаченко</i>	204
АНАЛИЗ ПОСТУПЛЕНИЙ РАДИОНУКЛИДОВ Am И Pu ЧЕРЕЗ ПОВРЕЖДЕННЫЕ КОЖНЫЕ ПОКРОВЫ ПЕРСОНАЛА АО «СХК». СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ	
<i>А.В. Овчинников, К.М. Измestьев.</i>	205
РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА	
<i>М. С. Парепко, А.В. Годовых</i>	206
ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ БЕЗКОНТАКТНОЙ ИДЕНТИФИКАЦИИ НА ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТАХ	
<i>А.В. Паульс, Б.П. Степанов</i>	207
АНАЛИЗ ЯТЦ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ	
<i>Е.Е. Пермикина, А.В. Годовых</i>	208
ВНЕДРЕНИЕ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ЗНАНИЯМИ В СТРУКТУРУ УНИВЕРСИТЕТОВ	
<i>М.В. Перминова, Д.Г. Демянюк</i>	208
ПРИМЕНЕНИЕ ТЕПЛОВИЗИОННОЙ КАМЕРЫ В СИСТЕМЕ ВИДЕОНАБЛЮДЕНИЯ ДЛЯ ИДЕНТИФИКАЦИИ НАРУШИТЕЛЯ	
<i>М.В. Понер, Б. П. Степанов</i>	209
ПОЛУЧЕНИЕ СИНЕРГЕТИЧЕСКОГО ЭФФЕКТА ПУТЕМ УНИФИКАЦИИ ТЕХНИЧЕСКИХ СИСТЕМ	
<i>П.А. Пушенко, Д.А. Седнев</i>	210
МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАЛЫХ КОЛИЧЕСТВ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ В ИССЛЕДУЕМЫХ ПРОБАХ	
<i>К.Е. Ревенко, М.С. Кузнецов</i>	211
ПРИРЕАКТОРНЫЕ ХРАНИЛИЩА ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В КОНТЕКСТЕ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУТР ФГУП «ГХК»	
<i>С.Н. Саванюк, М.В. Антоненко, В.И. Бойко</i>	212
ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯМ НА АЭС С РЕАКТОРОМ БН	
<i>Р.С. Смирнов</i>	213
ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ОБНАРУЖЕНИЯ ЯМ И РВ МЕТОДАМИ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО АНАЛИЗА В ЦЕЛЯХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ КРУПНЫХ ОБЩЕСТВЕННЫХ МЕРОПРИЯТИЙ	
<i>А.С. Степанова, М.С. Кузнецов</i>	214
РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ ХАРАКТЕРИСТИК В СИСТЕМЕ ХРАНЕНИЯ ОЯТ	
<i>П.В. Таракаенко</i>	214

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ТЕХНИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕНАЛОВ С ОЯТ МЕТОДОМ УЛЬТРАЗВУКОВОГО КОНТРОЛЯ	
<i>Т.С. Твердохлебова, А.М. Лидер, Я.А. Салчак</i>	215
ПАРАМЕТРЫ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ КАК БАРЬЕР БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРОИЗВОДСТВЕ	
<i>О.А. Украинец, А.А. Иванова, С.В. Беденко</i>	216
СОЗДАНИЕ УЧЕБНОЙ СРЕДЫ ПО ТЕМЕ РАЗРАБОТКА И ПРОЕКТИРОВАНИЕ МОДЕЛИ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА И СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ	
<i>А.В. Шаравин</i>	217
ОБЗОР ПРОГРАММНЫХ КОМПЛЕКСОВ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ СФЗ	
<i>В.Е. Юричев</i>	218
Секция 7 Инфорсационные системы, автоматизация и системы управления	
AUTOMATED GREENHOUSE CLIMATE CONTROL SYSTEM	
<i>V.V. Bugaev</i>	221
THE RESEARCH ON AUTOMATED SYSTEMS AND PROCESSES APPLICATION IN MILITARY INDUSTRY	
<i>P. A. Gorbachev</i>	222
THE STUDY OF AUTOMATION APPLICAION IN TECHNOLOGICAL PROCESSES	
<i>V.A. Gorbachev</i>	223
DEVELOPMENT OF THE DEVICE SENDING SMS MESSAGES TO POINT GUARD OF THE ENTERPRISE USING THE MAGNETIC CONTACT SENSOR AND GPRS MODULE	
<i>M.A.Gulyaev, R. A. Kondratenko</i>	223
РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ КОНТУРА УПРАВЛЕНИЯ ТОКОМ В ОБМОТКЕ ТОРОИДАЛЬНОГО ПОЛЯ (TF) ТОКАМАКА КТМ	
<i>В. А. Бадмацыренова</i>	224
РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ СТАБИЛИЗАЦИИ СКОРОСТИ ТРАНСПОРТИРОВКИ ПРОБЫ	
<i>М.О. Бланк, С.Н. Ливенцов, Ф.Э. Гофман</i>	225
КОГНИТИВНЫЕ АДАПТИВНЫЕ РОБОТЫ	
<i>Е.Г. Брындин</i>	226
ТИПОВАЯ СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ВЫСОКОВОЛЬТНЫМИ ГЕНЕРАТОРАМИ МОЩНЫХ ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИХ СТЕНДОВ	
<i>Р.В. Валекжанин, О.В. Белов, Д.В.Кустов, Т.В. Шаров</i>	227
ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ СИНТЕЗА И АНАЛИЗА СИСТЕМ УПРАВЛЕНИЯ С САМОВЫРАВНИВАНИЕМ	
<i>В.Г. Васильев, В.Ф. Дядик</i>	228
РАЗРАБОТКА ЛАБОРАТОРНОГО СТЕНДА ПРИВОДА ПОСТОЯННОГО ТОКА	
<i>В.В. Глушенков, С.Н. Ливенцов</i>	229
РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО МОДУЛЯ РАСЧЕТА ГЕОМЕТРИИ АТОМНЫХ СТРУКТУР	
<i>А.А. Золотарев, А.В. Обходский</i>	230
GPS ТРЕКЕР НА ОСНОВЕ ARDUINO UNO	
<i>М.В. Козлов, П.А. Годовников, В.В. Сальников</i>	231
РАЗРАБОТКА УСТРОЙСТВА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕКУЩЕГО МЕСТОПОЛОЖЕНИЯ ПОСРЕДСТВОМ ПОЛУЧЕНИЯ СИГНАЛОВ ГЛОБАЛЬНОЙ СИСТЕМЫ ПОЗИЦИОНИРОВАНИЯ GPS	
<i>М.И. Грачев, Ю.А. Чурсин</i>	232
РАЗРАБОТКА ФУНКЦИОНАЛЬНОЙ СХЕМЫ АВТОМАТИЗАЦИИ ПРОЦЕССА ПОЛУЧЕНИЯ КАЛЬЦИТОАНГИДРИТА	
<i>М.И. Грачев, Е.В. Ефремов, А.А. Денисевич</i>	233
ПРОВЕДЕНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ПОЛУЧЕНИЮ АНГИДРИТОВОГО ВЯЖУЩЕГО ИЗ СЕРНОЙ КИСЛОТЫ И ИЗВЕСТНЯКА ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В КАЧЕСТВЕ КОМПОНЕНТОВ ЗАКЛАДОЧНЫХ СМЕСЕЙ	
<i>Н.Б. Гурова, Е.С. Китаева, А.А. Денисевич</i>	234
ПРОГРАММНАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ ПРОТОКОЛА СИСТЕМЫ АВТОМАТИЗАЦИИ ТОКАМАКА КТМ ДЛЯ МИКРОКОНТРОЛЛЕРА	
<i>А.А. Дериглазов, В.М. Павлов, Ю.Н. Голобоков</i>	234

РОБОТ, ОБЪЕЗЖАЮЩИЙ ПРЕПЯТСТВИЯ <i>К. А. Егоров, П. А. Горбачев, В.А. Горбачев</i>	235
РАЗРАБОТКА IOS КОММУНИКАЦИОННОГО ПРИЛОЖЕНИЯ ПО ОТКРЫТОМУ ПОТОКОЛУ “ВЕДУЩИЙ-ВЕДОМЫЙ” TCP MODBUS <i>И.И. Елёскин, Ю.А. Чурсин</i>	236
МЕТОД ПОСТРОЕНИЯ БАЗИСА ВЕЙВЛЕТ-ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ДЛЯ ЗАДАЧ УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ДИНАМИЧЕСКОЙ ТОЛЩИНОМЕТРИИ <i>В.Г. Ефимов, А.Н. Галахов, А.Г. Митин</i>	237
РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ АППАРАТА ГИДРОФТОРИРОВАНИЯ ПРОИЗВОДСТВА ГЕКСАФТОРИДА УРАНА <i>А.С.Забанов, Н.С.Креницын</i>	238
СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ СИСТЕМ АВТОМАТИЧЕСКОГО УПРАВЛЕНИЯ АСТАТИЧЕСКИМИ ОБЪЕКТАМИ <i>Ю.С. Захарова, В.Ф.Дядик</i>	239
РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ХРАНЕНИЯ ДАННЫХ ДЛЯ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА МОДЕЛИРОВАНИЯ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ <i>А.М. Захаров, А.В. Обходский</i>	240
ДИАГНОСТИКА И ОПТИМИЗАЦИЯ РАБОТЫ КАСКАДА ЦЕНТРОБЕЖНЫХ ЭКСТРАКТОРОВ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ С РБН <i>Е.П. Зеленецкая</i>	240
РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО МОДУЛЯ РАСЧЕТА ГЕОМЕТРИИ АТОМНЫХ СТРУКТУР <i>А.А. Золотарев, А.В. Обходский</i>	241
РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ ПРОЦЕССОМ ПОЛУЧЕНИЯ КАЛЬЦИТОАНГИДРИТА <i>Е.С. Китаева, А.А. Денисевич</i>	242
«УМНЫЙ ЗАМОК» НА ОСНОВЕ ARDUINO UNO <i>Р.А. Кондратенко, М.А. Гуляев</i>	243
СИСТЕМА ПРЕЦИЗИОННОГО ПОЗИЦИОНИРОВАНИЯ <i>Я. А. Кондрашев, Ю.А. Чурсин, В.А. Курочкин</i>	244
СРЕДСТВА ВИЗУАЛИЗАЦИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ СВОЙСТВ АТОМНЫХ СТРУКТУР <i>С.Г. Кузнецов, А.В. Обходский</i>	244
РЕАЛИЗАЦИЯ РЕШАТЕЛЯ ODE23S В ПРОГРАММНОМ СРЕДСТВЕ SIMSAR, МОДЕЛИРУЮЩЕМ ПРОЦЕССЫ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА <i>К.В. Ларина, Ю.А. Чурсин</i>	245
МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫПАРНОГО АППАРАТА <i>П.П. Локтюшин, А.А. Полосин, С.Н. Ливенцов</i>	246
МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ОТГОНКИ КАДМИЯ <i>В.А. Малиновская, О.В. Егорова, В.А. Нефедов</i>	247
МОДУЛЬ РЕШАТЕЛЯ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА МОДЕЛИРОВАНИЯ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ <i>К.А. Мамаев, А.В. Обходский</i>	248
ОПИСАНИЕ И РАЗРАБОТКА СРЕДСТВ МОДЕЛЬНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА ПО БАЛАНСИРОВКЕ НАГРУЗКИ В РАСПРЕДЕЛЕННЫХ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫХ СИСТЕМАХ <i>А.Е. Нагиев, А.И. Шерстнёва, И.А. Ботыгин, Н.Ю. Галанова</i>	249
МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ФИЛЬТРАЦИИ КАДМИЯ <i>В.С. Нефедов, В.А. Малиновская, О.В. Егорова</i>	250
РАЗРАБОТКА МОДУЛЯ АНАЛОГОВОГО ВВОДА ДАННЫХ <i>И.Г. Пицальников, А.В. Обходский</i>	251
УЛЬТРАКОМПАКТНЫЙ СТЕК ПРОТОКОЛОВ TCP/IP <i>А.О. Плетнев, Ю.А. Чурсин, Р.А. Нурмухаметов, К.В. Ларина</i>	252
РАЗРАБОТКА ПЕРЕНОСНОГО РЕЛЬСОВОГО ПРОФИЛОМЕТРА <i>А.О. Плетнев, Ю.А. Чурсин, К.В. Ларина</i>	253
СИСТЕМА ДОЗИРОВАНИЯ ЖИДКОСТЕЙ	

<i>А.А. Полосин, П.П. Локтюшин, С.Н. Ливенцов</i>	254
АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ПЛОТНОМЕРА ГАЗА ДЛЯ РЕАЛИЗАЦИИ САР СТАБИЛИЗАЦИИ КОНЦЕНТРАЦИИ ФТОРА НА ВЫХОДЕ ПЛАМЕННОГО РЕАКТОРА	
<i>О.П. Савитский, А.И. Рудников, В.Ф. Дядик, Н.С. Криницын</i>	255
РАЗРАБОТКА ПРИЦЕЗИОННОГО МОДУЛЯ ИСТОЧНИКА ПИТАНИЯ С ДИСТАНЦИОННЫМ УПРАВЛЕНИЕМ	
<i>Н.Н. Самчук, А.В. Обходский</i>	256
ПОДХОД К РАЗМЕЩЕНИЮ И СТРУКТУРИРОВАНИЮ DLL-БИБЛИОТЕК ПОЛЬЗОВАТЕЛЬСКИХ ТИПОВ ДЛЯ КОМПЬЮТЕРОВОГО ТРЕНАЖЕРА	
<i>Т.Г. Сопельниченко, О.В. Егорова</i>	256
РАЗРАБОТКА ЛАБОРАТОРНОГО СТЕНДА ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ ПРОЦЕССОВ ТЕПЛООБМЕНА	
<i>Е.В. Столов, А. А. Денисевич</i>	258
РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ЛАБОРАТОРНОМ КОМПЛЕКСЕ ФАЗОВО-КОНТРАСТНОГО И ТЕМНОПОЛЕВОГО АНАЛИЗА	
<i>Н.В. Фомичев, А.В. Васильева, Р.А. Лаас</i>	259
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПОТОКА ЖИДКОСТИ В КАСКАДЕ ТРУБОК ФИЛЬДА	
<i>Д.С. Шелопугин, А.В. Николаев, Н.С. Криницын</i>	260
РАЗРАБОТКА СТЕНДА «БАШЕННЫЙ КРАН» С УДАЛЕННЫМ ДОСТУПОМ	
<i>И.Д. Щербаков, В.А. Курочкин</i>	261

Секция 1

Физико-энергетические и
электрофизические
установки

GENERATION IV REACTORS

V.S.Gontov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: vladislav.gontov@gmail.com

Today there is a need to improve nuclear reactors. Despite the availability of innovative ideas in the energy industry, such as thermonuclear fusion, which will probably be developed in the nearest future, we need some new and effective sources of energy now. The only way out is to improve technologies that have already been tested and proved to be reliable. The next step in the nuclear industry evolution is the development of generation IV reactors.

All the reactors created in the USA, USSR, Great Britain and France in 1950-1960 are called «I generation». Reactors of this generation are operated in Central Europe and will be decommissioned in the foreseeable future, because they do not have any backup warning systems and emergency core cooling system, which is a cause of concerns. These reactors can cause radiation leak even after decommissioning.

Generation II reactors were the next step in the development of nuclear power. Prototypes of this generation are PWR, BWR and AGR. The most common types of reactors are pressurized water reactors (PWR) and PHWR. Russian VVER has a similar structure. Today more than 50 reactors operate in Russia and Europe.

Third-generation reactors are improved reactors constructed on the basis of generation II reactors. The construction was simplified and became more secure; the life span was increased (about 60 years); the amount of nuclear waste and fuel consumption were reduced.

Generation IV reactor is the next step in development. A reactor and fuel reprocessing are to be combined to form a complicated system. These systems will have a high level of security, competitiveness and produce little nuclear waste. Reactors of the new generation will be able to transform ^{238}U into ^{239}Pu and produce 50 times more energy than older generations. According to the calculations, radioactive waste will create overmuch for the Earth, so closing the fuel cycle can solve this problem. A new generation will have a higher level of efficiency, as it will use other heat transfer agents and higher temperatures: 400 - 600°C with CO_2 , 500 - 700°C with liquid metals (sodium, lead) and 700 - 900 °C with helium. It can increase efficiency up to 44%. Today we have some projects of the new generation reactors, such as the GFR, VHTR, SCWR, MSR, etc.

In concision, it should be said that generation IV reactor is a next step in the nuclear industry, which can solve different problems, namely nuclear waste, low efficiency of reactors and proliferation of nuclear materials. Today generation IV reactors are being developed actively and will probably be created by 2060.

REFERENCES

1. L.V.Matveev. (1990). Nearly all about the nuclear reactor. L.V.Matveev M., Energoatomizdat.
2. Generation IV nuclear energy systems. URL: <http://www.atomic-energy.ru/technology/34307> (Accessed 15.05.2015).
3. Generation IV International forum. URL: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public (Accessed 9.04.2015).

SUPERCRITICAL WATER COOLED REACTORS

S. Helmy

Scientific supervisor: Prof. Alexander Korotkikh

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: afifi13@tpu.com

As the demand for electric power is increasing as well as the issues related to climate change, there is a need to develop new sustainable environmentally friendly energy systems. Research activities are currently underway worldwide to develop Generation IV nuclear reactor concepts with the objective of improving thermal efficiency and increasing economic competitiveness of (NPPs) compared to modern thermal power plants. There is a great interest in many countries in the research and development (R&D) and conceptual design of SCWRs (one of the six reactor technologies selected for research and development under the Generation IV program).

The supercritical water reactor (SCWR) is an innovative water-cooled reactor concept that uses supercritical water as the working fluid. SCWRs resemble light water reactors (LWRs) but operate above the thermodynamic critical point of water (374C, 22.1MPa), with a direct once-through cycle like a supercritical boiler. This concept offers high thermal efficiencies (i.e., about 45% vs. about 33% efficiency for current LWRs) and a simplified reactor system (i.e., the need for a pressurizer, steam generators, steam separators, and dryers is eliminated), and is hence expected to help improve its economic competitiveness as the main mission of the SCWR is generation of low-cost electricity. At supercritical pressures, there is no boiling (liquid-vapor phase transition), so the coolant remains single-phase throughout the system, therefore, there's no such a thing as Critical Heat Flux or burn out. At supercritical pressures, heating can be made to be closer to the heat source temperature than a subcritical cycle with the same steam temperature that shows an abrupt change in temperature within the two-phase region. Looking at it another way, the supercritical pressure cycle receives more of its heat at higher temperatures than a subcritical cycle with the same turbine inlet steam. As SCWRs operate at relatively higher temperatures than other LWRs, we should consider fuels with high thermal conductivities, taking into account the change of thermal conductivity with the increase in temperatures.

REFERENCES

1. Generation iv international forum gif a technology roadmap for the generation IV Nuclear Energy Systems. Issued by the USDOE. Nuclear research advisory committee. December 2002
2. Duffey, R.B., Pioro, I., Zhou, T., Zim, U., Kuran, S., Khartabil, H. and Naidin, M., 2008. Supercritical Water-Cooled Nuclear Reactors (SCWRs): Current and Future Concepts - Steam-Cycle Options.
3. Pioro, I. & Duffey, R., 2007. Heat Transfer and Hydraulic Resistance at Supercritical Pressures in Power Engineering Applications, ASME Press, New York, NY, USA.
4. Power Plant Technology [M.M. EL-WAKIL]
5. J. Buongiorno and P. Macdonald feasibility study of supercritical light water cooled reactors. Idaho national engineering and environmental laboratory, January 2005
6. Heat Transfer Behavior and Thermo hydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRs) "IAEA-TECDOC-1746"
7. M.P. Nikitenko, P.L. Kirillov, A.E. Chetverikov, V.M. Makhin, A.P. Glebov, A.N. Churkin, "Russian Concept of a Single-Circuit RP with Vessel Type Supercritical Water-Cooled Reactor"
8. Kirillov, P.L., Terent'eva, M.I. and Deniskina, N.B., 2007. Thermophysical Properties of Nuclear Engineering Materials, 2nd ed. revised and augmented), Izdat Publ. House, Moscow., Russia.

FLOATING NUCLEAR POWER PLANT

M.A. Lozovskiy, S.S.Chursin

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: lozovskii@mail.ru

Energy is one of the main resources important to mankind. All the spheres of human activity, up to the exploration of the Moon and Mars, require energy consumption. Nuclear power plants (NPP) are the most promising energy sources. Floating nuclear power plants (FNPP) are more economical than conventional thermal power stations and-what is more important- being properly operated, they are “clean” energy sources.

The following basic provisions of FNPP have been considered in the paper:

The history and technical characteristics of FNPP. The idea of building floating nuclear power plants for the use of atomic energy at the sea was firstly proposed by Richard Eckert in 1969. In 1993, a group of the Russian Ministry of Atomic Energy (Minatom) experts proposed the use of low-power NPPs in the form of nuclear reactors installed on board ships.

The main provisions of the FNPP project. The FNPP includes two nuclear reactors, two turbo-generators, electro-technical equipment, backup diesel and boiler installations, as well as residential and backup premises containing equipment and systems needed for service staff.[1]

Shortcomings and risks of the FNPP design. The drawback of the KLT-40C reactor is its fuel - high enriched uranium (> 20%). The use of this fuel in floating nuclear power plants based on the KLT-40C reactors can lead to the problem of ensuring non-proliferation of nuclear materials for military or terrorist purposes, especially in case of operation of the floating nuclear power plants in the countries, which do not have nuclear weapons.

The Floating NPP is an object of the nuclear terrorism. The operation of the FNPPs puts the issues of increasing danger of the nuclear weapon distribution and nuclear terrorism to the world community. The KLT-40C reactor works on the high enriched uranium (36% and 47% on U235), which can be used for creating the nuclear explosive device of a nuclear bomb without special further processing. [2]

Influence of the FNPP on the environment and population. During normal operation of the NPP the designers set dose limits "within a natural background" for the population. Therefore, the radiation effect of the FNPP on the population and the environment under condition of normal operating and design accidents should not make a noticeable contribution to a natural background radiation [1].

Conclusion.

In spite of the fact that the construction of the NPP on ships is one of the perspective directions of the Russian nuclear industry, at the same time, this direction has a large number of negative aspects listed above. That is why it is premature to talk about the future of this project.

REFERENCES

1. White book of nuclear power (1998). Under the editorship of the prof. E. O. Adamov, pp.121-155.
2. Bulletin "Nuclear Safety", (1998), No. 15-16, pp. 57-90

IMPLEMENTATION OF RADIOACTIVE POWER IN SPACE

N. V. Nemykin

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: nikitanemykin@mail.ru

In this paper, the application of radioisotope thermoelectric generators and nuclear reactors as sources of energy in space technologies is examined. The paper provides an overview of successful implementation of radioisotope thermoelectric generators, such as Orion-1, Kosmos-84 and 90, Lunohod-1 and 2, Pioneer-1 and 2 [1].

There are two general types of reactors demonstrated. The first one is based on direct thermoelectric conversion. The second one is a reactor with heated fluid driving a turbine. The greatest development of implementing nuclear reactors was in the period of 60's to 70's years of the 20th century because of the popularity of this idea [2]. Consequently, most reactors presented in this work are related to this period of time.

REFERENCES

1. Boiko V.I. (2015). Nuclear technologies in different spheres of humans life: tutorial. Tomsk, TPU Publishing House, p.341.
2. Nuclear reactors and radioisotopes for space. Worldwide nuclear association. [Electronic resource]. URL: <http://www.world-nuclear.org/info/non-power-nuclear-applications/transport/nuclear-reactors-for-space/> (Accessed: 4.10.15)

PLUTONIUM-240 AS A BURNABLE ABSORBER

D.B. Mukhambetalin, A.G. Naimushyn, O.P. Kabrysheva

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: dan_1196@mail.ru

The basis of nuclear power in Russia is power reactors of WWER type, which are reliable and safe to operate. Currently, the improvement of WWER reactors is carried out in the direction of increasing nuclear fuel burnup. High burnup is ensured by the longer fuel cycle. Reactor lifetime elongation is possible by increasing the initial fuel enrichment, which results in the need to compensate the high excess reactivity at the beginning of the fuel cycle. Compensation of excess reactivity is possible by injection of the burnable absorber (BA). BA prevents excessive use of boron control and reduces the implication on the control rods [1].

The paper considers the possibility of using as a burnable absorber such material, as plutonium-240. As the burnable poisons in the WWER reactors, it is advisable to use materials having high neutron absorption cross section with values more than 1000 barns, such as *Eu*, *Sm*, *Dy*, *Gd*, *Er*, *Cd* and *Hf*. Apart from the choice of material, it is important to select a method for placement of the absorber in the fuel assembly.

Also, it is important to take into account both technological and physical aspects. Normally, plutonium is used in a nuclear reactor as a fuel [2]. It is perfectly fissionable by thermal neutrons, rather than uranium-235. For calculating the neutronic characteristics of plutonium, the WIMSD5 program was used. The main value describing the development of nuclear fission chain reaction (and the neutron balance in the reactor) is an effective neutron multiplication factor k_{eff} . The effective multiplication factor is the ratio of the number of neutrons in one generation to a corresponding number of neutron generation immediately preceding it. Neutron multiplication factor for the various

compounds of plutonium was calculated. When $k_{eff} < 1$, fission chain reaction can not be supported. The reactor operating at $k_{eff} = 1$, is called critical, at $k_{eff} > 1$ it is called supercritical and at $k_{eff} < 1$ - subcritical [3].

REFERENCES

1. Davahra Garden, (2006). The use of burnable poisons in the reactors of the WWER type: Dis. cand. Those. Sciences: 05.14.03 Moscow, p.13
2. Mongush S.A. Location study of burnable absorbers in the fuel assembly WWER-1000 [Electronic resource]. – Access mode: <http://www.lib.tpu.ru> - 14.04.16
3. L.V. Levanov Comparative calculations by codes WIMS and CASMO5 TVS-K for the active zone PWR [Electronic resource] - Access mode: <http://www.gidropress.podolsk.ru> - 14.04.16

NUCLEAR THERMAL ROCKETS (NTR)

Y.A. Zagumennyi

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: Zeilt@mail.ru

The history of space nuclear power development is quite unusual. Since the very first day of the Space Age, nuclear power has been regarded as the only viable option for long-term and energy-intensive space operations: lunar bases, interplanetary missions, giant geostationary platforms for communication, as well as the only source of energy in space and a source of power for space flights.

Solid-phase NTRs

NTRs of this type include a solid-phase reactor in the form of a cylinder having a height and diameter of approximately 1–2 m. The reactor consists of the reactor core, a reflector surrounding this area, the governing bodies, a power case and other elements. The reactor core contains nuclear fuel, which is a fissile material enclosed in the fuel elements. The core and the reflector are placed inside a durable power case. The case is closed with a solid cover. Control rods are placed in the active zone or the reflector, and the rotary drums are mounted on the periphery of the reactor.

Gas-phase NTRs

These NTRs, existing while only as a part of some projects, do not differ much from the above-described solid-phase NTRs. The main difference of gas-phase NTRs is that the substance in the reactor core is in a gaseous state. It is obvious that the operating temperature of such active zone exceeds the temperature of solid-fuel elements, therefore, heating of the working fluid in the gas-phase NRE can be much higher. This means an increase in specific impulse of an NTR.

Russian project

The new Russian project involves the use of the ion electric rocket engine, in which the jet thrust is created using an ion flux accelerated by an electric field.

A great advantage of the project is associated with performance characteristics, namely, a long service life (10 years of operation), significant overhaul interval and long operating time after switching on.

Conclusion

The development of nuclear thermal rockets has a great potential. That is, with proper funding and attention of the global scientific community to these technologies, the humanity will soon be able to come close to commercial space exploration, manned missions to Mars and investigation of distant planets.

REFERENCES

1. Boyko V.I. (2008). Nuclear technologies in various spheres of human activity: Manual, V.I. Boyko, F.P. Koshelev. – Second Edition. - Tomsk: Publishing House of TPU. p.341.
2. Dorofeev A.A. (2013). Nuclear rocket engines and power plants. Introduction to theory, calculation and design. Manual – M.: Publishing House of MSTU. p.344.

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ПОЗИЦИОНИРОВАНИЯ ОБРАЗЦОВ

И.О.Акимченко, А.С.Неганов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

Методы электрон-позитронной аннигиляции (ЭПА) – это наиболее чувствительные методы исследования электронной структуры материалов, а также обнаружения и контроля дефектных структур, таких как вакансии, вакансионные кластеры, поры, дислокации, границы зерен и т.д. [1]. Для получения наиболее полных данных о структуре материалов в работе использовался метод спектрометрии времени жизни позитронов (СВЖП). Целью данной работы являлась разработка системы позиционирования образцов (СПО). Разрабатываемая система должна обладать следующими характеристиками: возможность постановки пары детекторов спектрометра времени жизни позитронов в одну линию для наиболее удобного расположения всей системы детекторов; уменьшение времени подготовки образцов для исследования (упаковка и размещение в эффективном пространстве детекторов); сохранение, либо улучшение разрешения и скорости счета спектрометра. Для достижения поставленной цели, необходимо было выполнить следующие задачи: спроектировать чертёж; собрать СПО; протестировать СПО.

Проект, а также внешний вид разработанной конструкции представлен на Рис. 1. Наличие в данной системе свинцового щита (1) позволяет исключить обратное рассеяние гамма квантов и тем самым обеспечивает возможность располагать детекторы соосно. Наличие системы закрепления образца (2) позволяет отказаться от упаковки образца в алюминиевую фольгу.

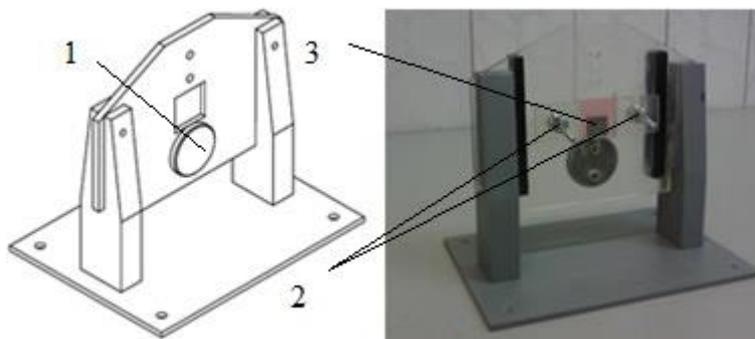


Рис 1. Проектный вид СПО и её реальная модель: 1 – свинцовый щит; 2 – система закрепления образца; 3 – образец

Таблица 1. Значения времени жизни в модельных материалах

Материал	Fit variance	Среднее время жизни, пс
Ti	1.0132	142,7
Fe	1.0549	99,1

В качестве апробации СПО были набраны и обработаны спектры времени жизни для бездефектных образцов титана и железа. Результаты, представленные в Табл. 1. хорошо согласуются с литературными данными [2]

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Графутин В.И., Прокопьев Е.П. Применение позитронной аннигиляционной спектроскопии для исследования строения вещества // Успехи физических наук. – 2002. – Т.172(1). – С. 67-84;
2. Campillo J. M., Ogando E., Plazaola F. Positron lifetime calculation for the elements of the periodic table // J. Phys.: Condens. Matter. – 2007. – V.19. – P. 1-20;

ЭКСПЕРИМЕНТ ИЗУЧЕНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ТВЭЛОВ ВВЭР-1000 С ВЫСОКИМ ВЫГОРАНИЕМ ТОПЛИВА В АВАРИИ LOCA. ТЕХНОЛОГИЯ ПРОВЕДЕНИЯ РЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА. РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСТТЕСТОВЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

А.В. Алексеев, А.В. Горячев, О.И. Дреганов, А.Л. Ижутов, И.В. Киселева, В.Н. Шулимов

Акционерное общество «Государственный научный центр –

Научно-исследовательский институт атомных реакторов»,

Россия, Ульяновская обл., г. Димитровград - 10

E-mail: radugka2@mail.ru

В НИИАР-е выполнены испытания ТВС и отдельных твэлов ВВЭР-1000 в режиме аварии с потерей теплоносителя при существенном снижении давления теплоносителя (большая течь).

Выгорание топлива в 2 испытаниях было 50 и 58 МВт·сут/кгU. Фрагмент ТВС ВВЭР-1000, который использовался в качестве экспериментальной ТВС, содержал 19 укороченных твэлов с длиной топливного столба 1000 мм. Температура оболочки, при которой произошла разгерметизация твэлов, находится в диапазоне 770 - 800°C. Выполнены подробные материаловедческие исследования ТВС после испытаний.

Приоритетной задачей в настоящее время является изучение вопросов фрагментации высоковыгоревшего топлива, его осевого перемещения и выхода в теплоноситель. Для этого применение многоэлементных ЭТВС не является оптимальным. Наличие неравномерностей энерговыделения по радиусу и интенсивности охлаждения твэлов в пучке делают невозможным определения условий испытаний каждого твэла с заданной степенью точности.

Эксперимент с одним твэлом MIR-LOCA/72 проведен в исследовательском реакторе МИР (Димитровград) в июне 2014. Цель эксперимента состояла в том, чтобы изучить поведение твэла ВВЭР с выгоранием топлива 72 МВт·сут/кгU в условиях максимальной проектной аварии (МПА) с потерей теплоносителя (LOCA). При ней происходит деформация, разгерметизация и окисление оболочки, фрагментация топливных таблеток.

Температурный режим эксперимента соответствует проектному режиму второй и третьей стадий МПА ВВЭР-1000. Метод реализации этого режима был определен по результатам предтестовых нейтронно-физических, теплогидравлических и термомеханических расчетов.

Эксперимент проводился в экспериментальном устройстве, помещенном в реакторный петлевой канал. В процессе испытаний были измерены температура оболочки твэла, температура теплоносителя и чехловой трубы, давление газа в твэле, а также и удельная мощность твэла.

Рефабрикованный твэл был сделан из фрагмента штатного твэла ВВЭР-1000, отработавшего 6 топливных циклов на первом блоке Калининской АЭС до среднего выгорания 72 МВт·сут/кгU. Рефабрикованный твэл был сделан из сегмента исходного твэла с выгоранием 77 МВт·сут/кгU.

Расход пара создан с помощью некоторого количества воды в нижней части устройства и электронагревателей. Увеличение температуры твэла было реализовано с помощью роста мощности реактора. Параметры испытаний до момента разгерметизации оболочки соответствуют расчетным значениям. После разгерметизации твэла:

- средняя скорость нагрева оболочки до максимальной температуры 3 ... 5 К/с,
- максимальная температура оболочки - 1000 ... 1050 °С,
- охлаждение паром после останова реактора и выключения электрического нагревателя до температуры оболочки 800 °С,
- при достижении температуры оболочки 800 °С охлаждение водой снизу, обеспечивающее скорость уровня воды 10 ... 30 см/с.

Две раздутых области были обнаружены на оболочке твэла выше и ниже центральной дистанционирующей детали. В нижнем раздутии с разрывом оболочки длиной 6 мм и шириной раскрытия около 3 мм, топливо отсутствовало. Верхнее раздутие с меньшим раскрытием разрыва оболочки было заполнено топливом. Твэл разгерметизировался при температуре оболочки около 740°С. Твэл разгерметизировался в результате разрыва оболочки давлением заполняющего газа при диспергировании топлива через разрыв оболочки.

Посттестовые исследования включали профилометрию оболочки, гамма-сканирование твэла, фиксирование топлива в области раздутия и металлографические исследования поперечных сечений. Были измерены деформация оболочки и толщина оксидных слоев, оценены типичные размеры фрагментов топлива.

Главной особенностью поведения высоковыгоревшего топлива была повышенная фрагментация, которая привела к образованию мелких фрагментов топлива, к их перемещению и выходу через разрыв оболочки.

Выполнены посттестовые теплогидравлические расчеты по нескольким программам с моделированием ТЭП. Определены особенности измерения температуры оболочки твэла.

ДЛИТЕЛЬНОСТЬ КАМПАНИИ РЕАКТОРА КЛТ-40С ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ РАЗЛИЧНЫХ ЯДЕРНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

Д.Ф. Байбаков, А.В. Годовых, В.Н. Нестеров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: bibimoogle@gmail.com

В отдалённых регионах Российской Федерации необходимое энергообеспечение базируется на органическом топливе, что связано с большими затратами на постоянную поставку большого объёма топлива и экологическим ущербом окружающей среде. Оценки показывают, что для обеспечения энергией труднодоступных районов разумную альтернативу представляет ядерная энергетика [1–4]. Реакторная установка КЛТ-40С входит в состав плавучего энергетического блока атомной теплоэлектростанции малой мощности, предназначенной для снабжения удалённых районов тепловой и электрической энергией. Одним из

важных для экономичности показателей является время между поставками свежего топлива, что напрямую связано с длительностью кампании ядерного топлива.

В работе приведена методика определения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива для реакторной установки КЛТ-40С при рабочих параметрах. Представлены основные конструктивные особенности реактора, необходимые для расчёта.

Оценка длительности кампании ядерного топлива базировалась на динамике изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов и коэффициента воспроизводства ядерного топлива. Данные коэффициенты получены с учётом взаимного влияния нуклидного состава ядерного топлива и спектра плотности потока нейтронов, полученного с помощью решения многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным способом.

При проектном содержании делящегося нуклида в топливе 18,6%, кампания ядерного топлива с использованием проектной топливной композиции $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$ составляет 2,2 календарных года, при использовании композиции $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$ кампания уменьшается на 24%, по сравнению с проектной загрузкой. Переход на ториевый ядерный топливный цикл показал увеличение длительности кампании ядерного топлива: для композиции $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$ на 7%, для композиции $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ на 37%.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Драгунов Ю.Г., Шишкин В.А., Гречко Г.И., Гольцов Е.Н. Малая ядерная энергетика: задачи и ответы. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 294–297.
2. Андреева-Андриевская Л.Н., Кузнецов В.П. Транспортабельные ядерные энергетические установки в международном проекте ИНПРО. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 273–276.
3. Саркисов А.А. Новое направление развития – ядерная энергетика малой мощности. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 243–245.
4. Сидоренко В.А. Задачи, проблемы и возможности создания ядерной энергетика малой мощности. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. № 5. – С. 246–249.

ВЛИЯНИЕ ЖЕСТКОСТИ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ НА НАКОПЛЕНИЕ $\text{U}233$ В ВОДО-ВОДЯНОМ РЕАКТОРЕ

А.В. Бородач, Ю.Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vigoolka@gmail.com

Торий, подобно урану, является воспроизводящим материалом, и его можно использовать для получения делящегося материала, который в свою очередь может служить топливом для ядерного реактора. Нейтроны, возникающие в реакции деления, инициируемой ураном-235, могут также использоваться для получения нового делящегося материала, плутония-239 и урана-233, в результате их захвата воспроизводящим материалом, таким как, соответственно, уран-238 и торий-232. Это важно для расширения доступности делящегося материала, что делает ядерную энергию устойчивой. Основная проблема при получении больших количеств плутония-239 связана с распространением материала, так как плутоний-239 может использоваться для производства ядерного оружия [2].

В данной работе был проведен анализ накопления урана-233 при разной жесткости спектра нейтронов в водо-водяном реакторе.

На рисунке 1 представлен график зависимости ядерной концентрации урана-233 от глубины выгорания V , при разной жесткости спектра нейтронов ($\gamma = 39, 88$. молибдена-99).

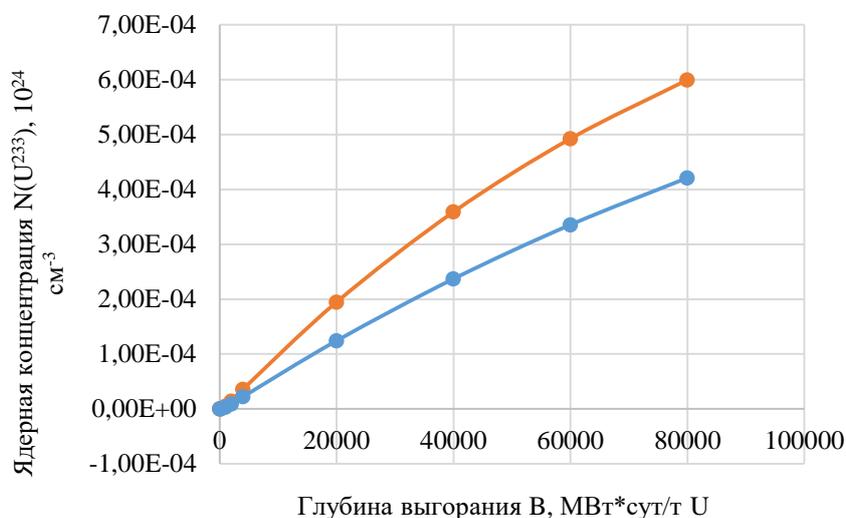


Рисунок 1. Зависимости накопления урана-233 от глубины выгорания V , при разной жесткости спектра нейтронов: $\gamma = 88$, $\gamma = 39$

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И., Силаев М.Е. Ядерная энергия, ядерный топливный цикл и прикладные ядерные технологии: учебное пособие. 2011. – 282с.
2. Бекман И.Н. Торий. Учеб. пособие. М.: Московский государственный университет им. М. В. Ломоносова, 2010.

МЕТОДИКА ВЫЯВЛЕНИЯ ПОТЕНЦИАЛЬНО НЕНАДЕЖНЫХ УЧАСТКОВ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ ВВЭР

А.С. Бусыгин, И.И. Лебедев, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: asbu26@gmail.com

В настоящее время уделяется большое внимание безопасности энергетических ядерных установок. Очевидно, что это связано с несколькими инцидентами, в том числе двумя серьёзными авариями (АЭС Фукусима-1 и Чернобыльской АЭС), получившими седьмой уровень по шкале INES.

Поскольку практически все аварии являлись следствием наложения нескольких маловероятных факторов, очевидным является стремление снизить вероятность возникновения инициирующего события. Основным методом оценки безопасности ядерных объектов является вероятностный анализ[1].

На основе вероятностного анализа безопасности АЭС была разработана методика выявления потенциально ненадёжных участков системы безопасности, рабочие функции которых направлены на предотвращение аварии при выходе из строя оборудования первого контура ВВЭР. Методика состоит из пяти последовательных этапов.

На первом этапе определяется инициирующее событие (выход из строя оборудования первого контура), для устранения которого предназначена система безопасности первого контура ВВЭР. Затем исследуются состав, принцип и порядок работы каждого участка системы при предотвращении аварии. На

третьем этапе проводится анализ отказа каждого участка системы и последствий отказа. На четвёртом этапе строится логическое дерево отказов на основе проведённого анализа. На последнем этапе рассчитываются вероятности отказов участков системы с привлечением специальных программных комплексов. В настоящей работе использовалась программа PSA (Probabilistic Safety Assessment).

Разработанная методика позволяет проводить исследования систем безопасности первого контура ВВЭР с целью разработки проектов их модернизации. [2-4].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бахметьев А.М., Былов И.А. К вопросу о системном исследовании безопасности ядерных установок с использованием вероятностных методов // Изв. вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – №1.
2. Основные рекомендации к вероятностному анализу безопасности уровня 2 атомных станций с реакторами типа ВВЭР РБ-044-09. – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2009.
3. Положение об основных рекомендациях к разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 для внутренних иницирующих событий для всех режимов работы энергоблока атомной станции РБ-024-11. – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2011
4. Бусыгин А.С. Разработка проекта модернизации потенциально ненадежных участков безопасности и контроля ЯЭУ // Сборник тезисов и докладов VI Школы-конференции молодых атомщиков Сибири. – Томск.: Изд. СТИ НИЯУ МИФИ, 2015. – 80 с.

ПОДГОТОВКА РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗУЧЕНИЮ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В.А. Витюк, А.Д. Вурим, В.М. Котов, Г.А. Витюк, Д.С. Иданова

Филиал «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»,

Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 10, 071100

E-mail: vityuk@nnc.kz

В настоящее время мировым научным сообществом прилагаются большие усилия по активизации исследований и разработок в области концепций усовершенствованных реакторов на быстрых нейтронах с целью улучшения их надежности и безопасности. В этом контексте работы по экспериментальному моделированию тяжелых аварий, направленные на разработку методов смягчения их последствий, являются важным вкладом в повышение безопасности и ускорение темпов эволюционного развития быстрой атомной энергетики.

Испытания реакторного топлива в исследовательских реакторах являются прямым и наиболее представительным способом получения экспериментальных данных о его поведении в переходных и аварийных режимах работы. Одним из наиболее востребованных для проведения такого рода испытаний является импульсный графитовый реактор (ИГР) [1], технические характеристики которого обеспечивают возможность моделирования тяжелых аварий в широком диапазоне основных определяющих величин, таких как флюенс тепловых нейтронов (до 1016 н/см^2) и максимальная плотность потока тепловых нейтронов (до $1017 \text{ н/(см}^2 \cdot \text{с)}$).

С середины 1990-х годов на реакторе ИГР проводятся эксперименты по исследованию процессов, сопровождающих тяжелую аварию ядерного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. В рамках программы реализована серия экспериментов по изучению закономерностей плавления и перемещения расплава активной зоны реактора, его взаимодействия с элементами конструкционных материалов и теплоносителем. В настоящее время осуществляется подготовка программы экспериментов по исследованию

тяжелой аварии быстрого натриевого реактора с активной зоной, в которой применен принцип высотного разделения топлива высокого обогащения слоем топлива с низким содержанием урана-235, предназначенным для воспроизводства делящихся веществ. Такая конфигурация, по замыслу разработчиков, вкупе с оптимизацией геометрии ТВС (уменьшение объемной доли натрия, малая высота ТВС и т.д.) позволит обеспечить отрицательный пустотный эффект реактивности в натрии [2].

В рамках подготовки экспериментов проведен комплекс работ, направленных на разработку конструкции внутрореакторных устройств, расчетное обоснование режимов их испытаний в ИГР, а также на решение сопутствующих технических задач.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Курчатov И.В., Фейнберг С.М., Доллежалъ Н.А. Импульсный графитовый реактор ИГР // Атомная энергия. – 1964. – Т. 17. – № 6. – С. 463-474.
2. Sciora P. et al. Low void effect core design applied on 2400 MWth SFR reactor // Proceedings of ICAPP. – Nice, France, 2011. – Paper 432757.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300

Р.В. Гизбрехт

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: gizbrehtroma@gmail.com

При реализации требований к крупномасштабной ядерной энергетике принципиальным становится вопрос о реализации замкнутого ядерного топливного цикла и регенерации топлива, так как длительность внешнего ядерного топливного цикла, определяемого технологиями производства свежего и переработкой облученного ядерного топлива, должна быть минимальной. Ввод быстрых реакторов в эксплуатацию на облученном топливе из тепловых реакторов, может снизить его количество в хранилищах примерно в 6 раз [1]. Тогда размножение плутония в быстрых реакторах теряет смысл, так как огромные количества плутония уже накоплены за время эксплуатации атомных станций.

Одним из наиболее перспективных, на сегодняшний момент, проектов является реакторная установка БРЕСТ-ОД-300, работающая в уран-плутониевом ядерном топливном цикле. Реактор БРЕСТ-ОД-300 позволит более эффективно использовать природный уран при совместном его использовании с отработавшим ядерным топливом легководных реакторов. Ядерная установка работает в режиме частичных ежегодных перегрузок топлива при очень малых изменениях реактивности активной зоны за энерговыработку в межперегрузочный интервал. Это обусловлено достаточно высокими значениями коэффициента воспроизводства ядерного топлива. Применение свинцового теплоносителя и плотного нитридного топлива позволит достичь большой плотности потока нейтронов и высокого показателя ядерной безопасности при эксплуатации реакторной установки.

Произведенные аналитические расчеты с удовлетворительной точностью подтверждают предполагаемые особенности реактора БРЕСТ-ОД-300 и дают оценочные значения эксплуатационных параметров его активной зоны.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Андрианова Е.А., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Перспективные топливные загрузки реакторов для замкнутого топливного цикла ядерной энергетике. // Атомная энергия. – 2015. – Т.118. – №5. – С. 243–247.

ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУГР АВ-1 ФГУП «ПО МАЯК»

А.Ю. Бородай, А. А. Гришин, С.С. Гуралев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: pvka@bk.ru

В середине 80-х г.г. XX-века в атомной промышленности всего мира остро встал вопрос о выводе из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергетики (ОИАЭ). В настоящее время в мировой практике идёт активное развитие подходов и технологий эксплуатации ОИАЭ на заключительном этапе жизненного цикла – back end – останов, эксплуатация в режиме останова и вывод из эксплуатации.

После останова ОИАЭ и перехода к этапу ВЭ одной из важных проблем является определение количества радиоактивных отходов (РАО), которые будут образовываться в ходе проведения демонтажа оборудования и инженерных сооружений объекта. Поэтому качественная оценка объёмов образующихся РАО, проведенная на этапе проектирования ВЭ, позволяет повысить эффективность использования экономических, кадровых, временных ресурсов при непосредственном проведении работ по ВЭ.

Объектом исследования в представленной работе является объем РАО, образующихся в процессе ВЭ промышленного уран-графитового реактора АВ-1 (ПУГР АВ-1) ФГУП «ПО «Маяк» – одной из первых установок, физический пуск которой состоялся в 1950 г. Реактор остановлен для вывода из эксплуатации 12.08.1989.

Проведение оценки объёмов РАО непосредственно на объекте связано с большими рисками облучения персонала, является длительным процессом из-за ограничения времени пребывания персонала в помещениях с повышенным уровнем радиоактивного загрязнения. Для обеспечения радиационной безопасности и эффективного использования временных и кадровых ресурсов для оценки объёмов РАО было принято решение о разработке дистанционной модели оценки объёмов демонтажных работ.

Модель предусматривает заполнение непосредственного перечня РАО в помещениях на всех уровневых отметках здания реакторной установки, сортировку РАО по масса-габаритным и морфологическим параметрам. Исходными данными для проведения работы являются сферические панорамы актуального состояния помещений.

Применение дистанционной модели оценки объёмов демонтажных работ по сравнению с проведением оценки на месте обладает рядом значительных преимуществ: безопасность выполнения работ, высокая ресурсоэффективность, возможность выполнения работ в любое время, отсутствие привязки к длительности выполнения работ, мобильность выполнения работ, а также универсальность методики, позволяющая применять данную модель не только в любом помещении данного предприятия, но и на любом объекте ОИАЭ.

По результатам проведенной оценки полный объем РАО в здании реакторной установки составляет 2087,8 м.куб. общей массой 1873,4 тонны. Весь объем РАО разделен на 4439 учётных единиц, из которых 1052 учётные единицы являются специальными упаковочными контейнерами для мелкогабаритных РАО и пластикатных покрытий, 3387 учётных единиц являются фрагментированными РАО, для транспортирования которых потребуется 29531 м.кв плёнки. Так же по результатам оценки были получены массо-габаритные параметры в разрезе всех видов РАО, которые составили: по металлоконструкциям 1746,9 м.куб общей массой

1748,7 тонн; по кабелю 147 м.куб общей массой 100,8 тонн; по пластикатному покрытию 117,9 м.куб общей массой 7 тонн; по перерабатываемым РАО 21,8 м.куб общей массой 6,4 тонны; по сжигаемым РАО 54 м.куб общей массой 10,4 тонны.

Получение полного перечня РАО позволяет максимально эффективно спланировать дальнейшую работу по обращению с РАО и позволяет рассмотреть полную картину масштаба проведения работ.

Данную модель можно применять при выполнении оценочных работ на объектах ядерно-топливного цикла, а также на различных промышленных и производственных объектах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федеральный закон от 11.07.2011 №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации»
2. Отчет по обоснованию безопасности вывода из эксплуатации ПУГР АВ-1. ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ». 2012.
3. Приказ Госкорпорации «Росатом» от 15.07.2014 № 1/645-П «Об утверждении Концепции вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения».
4. Постановление Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010 N 40 (ред. от 16.09.2013) "Об утверждении СП 2.6.1.2612-10 "Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)"

ИССЛЕДОВАНИЕ СОСТАВА ТЕПЛОНОСИТЕЛЕЙ КОНТУРОВ РЕАКТОРА МИР МЕТОДОМ АТОМНО-АБСОРБЦИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ

С.А. Двойнишникова, О.Н. Владимирова, Е.О. Демидовская

Государственный научный центр - Научно – исследовательский институт атомных реакторов,

Россия, г. Димитровград, Западное шоссе, д.9, 433510

E-mail: vasilyev@pub.niiar.ru

При проведении испытаний изделий для легководных реакторов в условиях петлевых установок (ПУ) исследовательского реактора МИР моделируются различные типы водно-химических режимов (ВХР): нейтральный, слабоаммиачный и борно-литиевый с дозированием газообразного водорода. В качестве теплоносителя используют обессоленную воду с добавлением координирующих добавок: борной кислоты, ионов лития, гидроксида аммония и т.д.

Особое внимание при проведении экспериментов уделяется изучению содержания в теплоносителе микропримесей катионов металлов и анионных компонентов. Это позволяет судить о состоянии технологического оборудования, оценить радиолитические и коррозионные процессы, протекающие в первом контуре установки. Номенклатура и нормируемые значения концентраций компонентов могут меняться в зависимости от заданных условий испытаний.

В связи с необходимостью изучения изменения свойств теплоносителя и возрастающими требованиями к проведению облучательных экспериментов на реакторе МИР проводятся работы по совершенствованию методической базы химического контроля [1].

Перспективным направлением для контроля катионных микрокомпонентов моделируемых ВХР является метод атомно-абсорбционной спектроскопии. Его основными преимуществами являются прецизионность, отсутствие пробоподготовки и широкие возможности по номенклатуре определяемых элементов. Особенно актуальным стало внедрение данного метода в практику контроля теплоносителей ПУ реактора МИР при подготовке к проведению экспериментов по дозированию микрограммовых количеств ионов

цинка в моделируемый борно-литиевый теплоноситель реакторов PWR западного типа. В последние годы данные исследования развиваются и на отечественных энергетических установках [2].

Разработанные методические условия определения компонентов ВХР методом атомно-абсорбционного анализа с электротермической атомизацией пробы позволили:

- приступить к наработке базы данных содержания микропримесей ионов кадмия, марганца, кобальта, меди и никеля в нейтральном и слабоаммиачном теплоносителях контуров реактора МИР;
- начать экспериментальное дозирование ионов цинка в первый контур ПУ с моделируемым ВХР типа PWR (опытным путем подобрана оптимальная температурно-временная программа, позволяющая исключить мешающее влияние борной кислоты).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Цыканов В.А., Куприенко В.А., Бендерская О.С. и др. Инструментальные методы контроля параметров водно-химического режима при проведении петлевых испытаний в реакторе МИР// Теплоэнергетика, № 11. 2003 г. С 31-35.
2. Григорович С.М., Юрманов Е.В., Корнеев А.Е., Европин С.В. Оптимизация дозирования цинка в теплоноситель РБМК и ВВЭР. — В сборнике VII межотраслевой научно-технической конференции «Проблемы и перспективы развития химического и радиохимического контроля в атомной энергетике» (Атомэнергоаналитика — 2014). 16—18 сентября 2014 года, г. Сосновый Бор Ленинградской области. Сборник докладов. Ред. А. А. Ефимов — СПб.: ВВМ, 2014. С. 284-285.

ВЫРАВНИВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В КИПЯЩИХ РЕАКТОРАХ (НА ПРИМЕРЕ ВК-50)

Ю.Б. Чертков, В.В. Дисюк

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

valek_diss@mail.ru

Обеспечение населения и промышленности тепловой и электрической энергией является важнейшим условием функционирования экономики страны. Использование атомных энергоисточников для централизованного теплоснабжения и теплофикации требует их максимально близкого расположения к потребителям, а это накладывает особые требования к выбору типа реакторной установки – ее надежности, безопасности и экономичности.

Одним из перспективных вариантов является использование АТЭЦ на базе корпусных кипящих реакторов с естественной циркуляцией теплоносителя, которые называют реакторами типа ВК. Прототип такой установки – реакторная установка ВК-50 успешно эксплуатируется в ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР» с 1965 года.

Главной направленностью расчетных исследований является улучшение технико-экономических показателей РУ ВК-50 путем повышения выгорания топлива, а также обеспечение повышенного уровня безопасности за счет придания реактору наиболее благоприятных для этого нейтронных характеристик.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Крамеров А.Я., Шевелёв Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов/ Александр Крамеров, Ярослав Шевелёв – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 736 с.
2. Реакторы на быстрых нейтронах : учеб. пособие для вузов / Усынин Г. Б., Кусмарцев Е. В. и др.; общ. ред. Митенкова Ф. М. - М. : Энергоатомиздат, 1985. – 287 с.
3. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учеб. пособие для вузов/ Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, В. Д. Байбаков, М.С. Алхутов; Под ред. Г. А. Батя. – М: Энергоиздат, 1982. – 511 с.

4. Антонов С.Н., Ещеркин В.М., Шмелев В.Е. и др. Опыт эксплуатации РУ ВК-50 для проектирования АТЭЦ с корпусным кипящим реактором // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2005 г.
5. Ядерные реакторы с кипящей водой / Крамер Э. У.; пер. с англ. под ред. Ф. В. Кондратьева. - М. : Изд-во иностр. лит., 1960. – 509 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫСОКОЧАСТОТНОГО НАГРЕВАТЕЛЬНОГО ИНДУКТОРА

И.А. Журавлев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Российская Федерация, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: kile@docsis.ru

Нагревательный индуктор – это устройство, представляющее собой один или несколько витков проводника, в качестве которого чаще всего используют медный провод или медные трубки определенной толщины, в котором с помощью мощного генератора переменного тока генерируются электрические колебания высокой частоты (от нескольких кГц до 5 МГц). Внутри индуктора помещают заготовку из электропроводящего материала. После включения генератора вокруг индуктора возникает интенсивное электромагнитное излучение. Далее это излучение поглощается электропроводящей заготовкой, и она разогревается.

По частоте поглощающего излучения индукторы можно разделить на:

1. низкочастотные (большое число витков и большой диаметр) — предназначены для разогрева крупных заготовок либо плавления металла в индукционных печах. Данные типы индукторов имеют большую индуктивность. Частота питающего генератора не превышает десятков кГц.
2. высокочастотные (один виток небольшого диаметра) — предназначены для разогрева мелких деталей. Имеют небольшую индуктивность. Питание осуществляется напряжением переменного тока с частотой от сотен кГц до 5 МГц.

Во время работы индуктор сильно нагревается в результате поглощения собственного излучения. Также он поглощает тепловое излучение от раскаленной заготовки. Из-за этого индукторы мощных установок изготавливаются из медных трубок, которые охлаждаются проточной водой.

В качестве экспериментальной установки используется нагревательный индуктор, который подключен к генератору высокочастотных сигналов. У данного генератора реализовано изменение частоты генерирующего сигнала. Таким образом, можно исследовать работу индуктора на различных частотах гармонического питающего напряжения для нагрева различных видов электропроводящих материалов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Слухоцкий А.Е., Рыскин С.Е. Индукторы для индукционного нагрева. Л., «Энергия», 1974 г., 164 с. С ил.;
2. Растворова И.И. Исследование и разработка энергосберегающих технологий индукционного нагрева легких сплавов: Автореферат на соискание ученой степени доктора технических наук. – Спб, 2015. – 35 с.

РАЗРАБОТКА ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ СТЕНДОВОЙ УСТАНОВКИ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС

Д. Е. Золотых, М.Н. Аникин, И. И. Лебедев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: zolotykh.daniil@gmail.com

Учебно-демонстрационный комплекс «Ядерный реактор» предназначен для демонстрации имитационной модели сложного объекта управления (энергоблок АЭС). Комплекс может быть использован в качестве обучающего примера управления сложными инженерно-техническими объектами, такими как ядерный реактор, паропроизводящая установка, паротурбинная установка.

Основной целью работы является создание модели для решения учебно-демонстрационных задач, а именно создание нового способа представления учащимся протекающих процессов в ядерном реакторе и сопутствующих устройствах, а также демонстрация процесса управления сложными техническими процессами.

Для реализации поставленных целей учебно-демонстрационный комплекс должен решать следующие задачи:

- вывод структурной схемы инженерно-технического объекта в интуитивно понятном виде;
- ввод управляющих воздействий, а также учет характеристик данных воздействий;
- учет характеристик воздействия управляющих стержней на состояние ядерного реактора;
- моделирование обратных связей, влияющих на нейтронно-физические характеристики активной зоны;
- обеспечения механизма сигнализации, оповещающего обучающегося при достижении контролируемых параметров критических значений;
- обеспечении возможности демонстрации параметров отдельных звеньев имитационной модели объекта управления и изменения их параметров с одновременным контролем реакции всей системы на внесенные изменения.
- возможность проведения экспериментов над моделью объекта (изменение характеристик топлива, параметров теплоносителя, рабочих параметров паропроизводящей и паротурбинной установок), с одновременным контролем всей системы на внесенные изменения.

Разработанная физическая модель обеспечивает полноценное функционирование стендовой установки. В состав стенда включены такие составляющие как ядерный реактор, со стержнями управления и теплоносителем, парогенератор, турбинный цех, электрогенератор, потребители электричества, градирня для сброса избыточного количества вырабатываемого тепла.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дементьев Б. А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов: Учеб. пособие для вузов по специальности "Атомные электростанции и установки". – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.1
2. Рудик А. П. Физические основы ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1979. – 120 с.

АНАЛИЗ ДОЗОВЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБЛУЧЕННОГО СМЕШАННОГО ОКСИДНОГО ТОРИЙ-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА

А.А. Иванова, О.А. Украинец, С.В. Беденко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: alyaivanova4@gmail.com

К перспективным соединениям можно отнести следующие: $(Th, U)O_2$, $(Th, Pu)O_2$, $(Th, U, Pu)O_2$, $(Th, U)C$, $(Th, Pu)C$, $(Th, U, Pu)C$, $(Th, U)N$, $(Th, Pu)N$, $(Th, U, Pu)N$ и т.д. В отличие от природного урана, содержащего делящийся изотоп U^{235} , торий не имеет делящихся изотопов. Использование тория на начальном этапе требует помощи делящего материала из цикла урана в форме оксидного МОХ топлива. [1].

Актуальность смешанного оксидного торий-плутониевого топлива заключается в том, что топливо не только справится с уничтожением плутония, но и окажется вдвое дешевле затрат, требуемых для реализации программы МОКС. Новое топливо также хорошо тем, что его можно производить на уже имеющихся у России предприятиях [2].

Радиационные эффекты в чистых керамических соединениях, таких как ThO_2 , ThC и ThN , имеют небольшой практический интерес. Большой интерес для проектирования реакторов представляют радиационные эффекты в смешанных керамических соединениях: $(Th, U)O_2$, $(Th, U)C$, $(Th, U)N$, $(Th, Pu)O_2$, $(Th, Pu)C$ и $(Th, Pu)N$.

В работе представлена характеристика свежего и отработавшего топлива реактора типа ВВЭР-1000 с $ThO_2 + PuO_2$ после 2-х летней выдержки. Также, были изучены различные реакторы с использованием смешанного оксидного торий-плутониевого топлива. Так, твэлы реактора CIRUS подвергали гамма-сканированию следующих композиций: ThO_2, UO_2 , $(Th, 6.75\%Pu)O_2$ [3].

Таким образом, ядерные реакторы на оксидном торий-плутониевом топливе более безопасны, чем на урановом, поскольку ториевые реакторы не обладают запасом реактивности. Поэтому никакие разрушения аппаратуры реактора не способны вызвать неконтролируемую цепную реакцию. Анализ дозовых характеристик способствует правильному обращению с облученным топливом.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Радиационные и коррозионные эффекты тория. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://leg.co.ua/arhiv/generaciya/materialy-yadernyh-energeticheskikh-ustanovok-20.html>. – 25.02.16.
2. Глебов А.П., Клушин А.В., Баранаев Ю.Д., Кириллов П.Л. Исследование особенностей U-Pu-Th топливного цикла и его применения для выжигания младших актинидов в водоохлаждаемом реакторе при сверхкритических параметрах с быстрым спектром нейтронов. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://pandia.ru/text/78/277/97922.php>. – 25.02.16.
3. Prerna Mishra, Jathar V.P., Singh H.N., Satheesh P.M., Shriwastaw R.S., Pandit K.M., Rath B.N., Priti Kotak Shah, Anil Bhandekar, Mallik G.K., Sunil Kumar, Dubey J.S., Singh J.L. // Thorium Energy Conference . – Mumbai, 2015. – ThEC15. – С. 10–11.

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ ТОРИЕВОЙ РЕШЕТКИ ЛЕГКОВОДНОГО РЕАКТОРА

В.В. Кнышев, И.В. Шаманин, С.В. Беденко, А. Карпенко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vyk28@tpu.ru

На сегодняшний день существует уже зарекомендовавшая себя концепция легководных реакторных установок ВВЭР, которые отвечают всем необходимым требованиям МАГАТЭ. Но данные реакторные установки имеют свои недостатки.

Существует два основных недостатка препятствующих использованию легководных реакторных установок штатных композиций: низкая эффективность использования добываемого U и большое количество образующихся младших актиноидов (Am, Cm и Cf) с которыми приходится иметь дело на стадиях уран-плутониевого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) [1-2].

В работе проведен анализ информационных материалов об использовании тория как топливного элемента в легководных реакторных установках. Так же в работе рассматривалась, необходимость в корректировке и подготовке ядерных данных, используемых в расчетах систем, содержащих торий [3].

Представлены результаты первого этапа нейтронно-физических исследований 3D-модели легководной ториевой реакторной установки. Расчетная 3D-модель разработана с использованием кода программ серии MCU и Wims.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И., Шаманин И.В., Сафарян Т.Л. Смешанная загрузка легководного реактора под давлением торий-плутониевым и торий-урановым оксидным топливом //Известия Томского политехнического университета, 2004. -т. 307 -№ 7 -с. 49-52.
2. Шаманин И.В., Сафарян Т.Л., Ухов А.А., Рюттен Г.И., Кугелер К. Параметры плутоний ториевого ядерно-топливного цикла на базе серийного ВВЭР-1000 //Ядерный топливный цикл, 2004. -т. 1 -№ 1 -с. 17-23.
3. Кнышев В. В. , Украинец О. А. , Иванова А. А. Пороговые ядерно-физические процессы в размножающих решетках и системах с торием // Сборник трудов XVI научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, Москва, 23-24 Апреля 2015. - Москва: ИБРАЭ РАН, 2015 - С. 88-91

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССА НАРАБОТКИ ИЗОТОПА ТС-99М НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т

П.И. Коновалов, Ю.Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: konovalov.pav.93@gmail.com

Молибден-99 (^{99}Mo) является одним из наиболее востребованных радиоизотопов в ядерной медицине. Его используют в генераторах $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ для ранней диагностики онкологических, сердечно-сосудистых и других заболеваний. $^{99\text{m}}\text{Tc}$ образуется при распаде материнского радиоизотопа ^{99}Mo .

На реакторе ИРТ-Т [1] используется активационный метод получения ^{99}Mo [2,3,4]. Данный способ его получения основан на реакции $^{98}\text{Mo}(n,\gamma)^{99}\text{Mo}$ и имеет ряд преимуществ, а именно: дешевизна исходного сырья, исключение из технологического оборота делящихся материалов, отсутствие долгоживущих радиоактивных

отходов, значительное снижение капитальных затрат, обусловленное более низкими требованиями к условиям обеспечения радиационной безопасности.

Целью данной работы является оптимизация этого процесса с целью получения максимальной удельной активности нарабатываемого ^{99m}Tc . Для этого были исследовано влияние на процесс наработки размеров облучаемой мишени, размера, окружающего мишень бериллиевого замедлителя, поиск лучшего расположения мишени в экспериментальных каналах реактора ИРТ-Т. При проведении расчетов использовалась одномерная многогрупповая программа для нейтронно-физических расчетов WIMS-ANL [5].

В ходе работы было получено, что для получения наибольшей активности Тс для охлаждения мишени из молибдена должна использоваться не вода, а газообразный теплоноситель. Распределение плотности потока тепловых и резонансных нейтронов по экспериментальному каналу с молибденовой мишенью показано на рисунке 1. В данном случае наибольшую ценность имеют нейтроны резонансных энергий в виду высоких значений сечения радиационного захвата ядрами Мо-98.

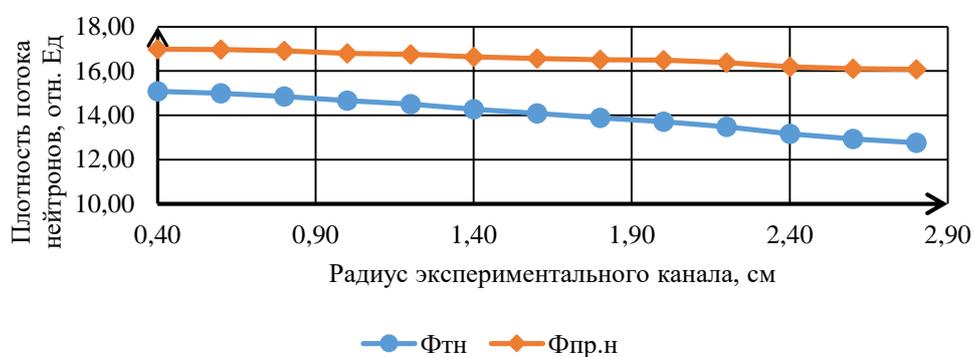


Рисунок 1. Распределение плотности потока нейтронов по ЭК

На рисунке 2 показаны результаты расчета плотности потока резонансных нейтронов в облучаемой мишени в зависимости от толщины от радиуса окружающей бериллиевой ловушки нейтронов. Зависимость аппроксимирована линией тренда 3-го порядка.

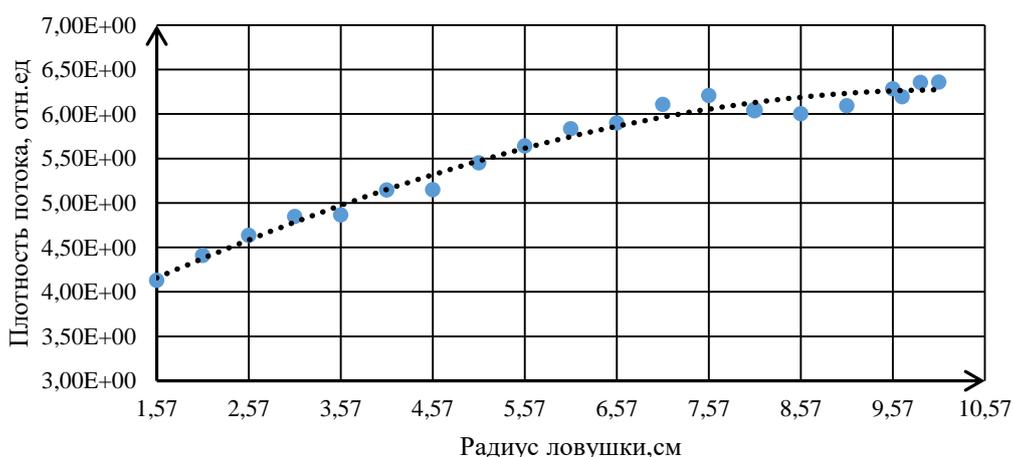


Рисунок 2. Зависимость плотность потока нейтронов в Мо от радиуса ловушки нейтронов

Анализ полученных результатов показал, что толщина бериллиевого замедлителя вокруг облучаемой мишени должна быть не менее 5 см. Облучаемые в реакторе ИРТ-Т молибденовые мишени окружены бериллием неравномерно и толщина замедлителя лежит в пределах 2-4 см.

В дальнейшем, планируется исследование наработки Тс в других экспериментальных каналах реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Варлачев В.А., Глухов Г.Г., Скуридин В.С. и др. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т. Томский политехнический университет, 2011.
2. Герасимов А.С., Киселев Г.И., Ланцов М.Л. "Получение ^{99}Mo в ядерных реакторах". Атомная энергия. Том 67, выпуск 1, август 1989, с.104–108.
3. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. «Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах». Энергоатомиздат. 1989. –575 с.
4. Кодина Г.Е. "Методы получения радиофармацевтических препаратов и радионуклидных генераторов для медицины". В кн. ИЗОТОПЫ. Свойства. Получение. Применение. Под ред. В.Ю. Баранова. М. Физматлит. Том 2. 2005. с.389–412.
5. J. R. Deen, W. L. Woodruff. WIMS-ANL USER MANUAL. REV. 6. Argonne National Laboratory. 9700 South Cass Avenue. Argonne, Illinois 60439-4841, 2004.

ОЦЕНКА ПЕРСПЕКТИВНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ УГР

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

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

Россия, Томская область, г. Северск, Автодорога, 13, Строение 179А, 636000

E-mail:seversknet@rambler.ru

В настоящее время проблема обращения с облученным ядерным графитом частично решена в случае отнесения его к особым РАО и выводе реактора из эксплуатации путем «создания пункта долгосрочной консервации». Данная концепция была реализована на площадке АО «ОДЦ УГР» только для промышленного уран-графитового реактора (ПУГР) ЭИ-2. Согласно постановлению Правительства Российской Федерации от 04.02.2015 № 1069 облученный графит энергетических уран-графитовых реакторов (УГР) относится ко второму классу РАО и после извлечения подлежит захоронению в пункте глубинного захоронения радиоактивных отходов. С целью снижения затрат на захоронение графита целесообразно провести исследования возможности снижения класса его радиационной опасности.

Решение этой проблемы возможно путем снижения уровня активности графита по долгоживущим радионуклидам ^{36}Cl и ^{14}C . Вклад активности последнего составляет свыше 95% в общую активность облученного графита. Накопление ^{14}C в графитовом замедлителе отечественных УГР происходит по двум основным каналам: $^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$ и $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$. По первому каналу накопления изотоп ^{14}C образуется в объеме кристаллической решетки из ^{13}C , присутствующего в естественной изотопной смеси углерода. По второму каналу изотоп ^{14}C образуется из примесного азота, содержащегося в исходном графите, а также из газообразного азота, продуваемого через кладку и заполняющему весь объем пор в графите.

Предположение о возможности понижения класса РАО при дезактивации основано на том, что основная доля ^{14}C (накопленного по второму каналу) локализована на внутренних поверхностях пор и границах зерен графита. То есть, существует пространственное разделение основной доли ^{14}C и ^{12}C в микроструктуре графита и, соответственно, имеет место различие по прочности фиксации данных радионуклидов. Из этого следует, что существует принципиальная возможность селективного выделения ^{14}C из микроструктуры графита. В ходе различных работ, в том числе зарубежных, на образцах облученного графита были проведены эксперименты по снижению активности с использованием реагентных, термических, а также комбинированных способов дезактивации. Была показана принципиальная возможность селективного выделения ^{14}C по

отношению к стабильному ^{12}C . Снижение активности ^{14}C и ^{36}Cl в ряде случаев достигало более 30%. При этом убыль массы обрабатываемого графита не превышала 2 %. Очевидно, что меняя режимные параметры (температуру, время, газовую фазу), можно существенно повлиять на степень извлечения ^{36}Cl и ^{14}C при минимальной потере массы графита. Перспективно рассмотреть возможность применения более «жестких» методов дезактивации, приводящих к структурным нарушениям после обработки.

СОВРЕМЕННЫЕ ТЕНДЕНЦИИ ОСВОЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

С.И. Крылов, В.Н. Нестеров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: sik5@tpu.ru

Все большее значение в энергетической структуре государства выступает атомная энергетика. Её доля продолжает увеличиваться. Главным образом это связано с высоким энергетическим потенциалом топлива по сравнению с углеводородами и возобновляемыми источниками энергии.

Освоение атомной энергетики всегда сопровождалось вопросами о нераспространении ядерного оружия, потенциальным возникновением радиационных и ядерных аварий, накоплением радиоактивных отходов. На сегодняшний день эксплуатируются в общей сложности 36 энергоблоков. Основные мощности сосредоточены на реакторах на тепловых нейтронах. Эксплуатируемые атомные станции безопасны, экологически привлекательны, вырабатывают конкурентную электроэнергию с учетом экономической конъюнктуры (движением цен) углеводородов.

Многие специалисты – атомщики утверждают, что дальнейшее развитие крупномасштабной атомной энергетической промышленности невозможно без развития реакторов на быстрых нейтронах. Это связано с низкой эффективностью использования природного урана: используется только изотоп U-235, содержание которого в природном уране составляет всего лишь 0,72%. Еще одним важным моментом является то, что тепловые реакторы главным образом эксплуатируются в открытом ядерном топливном цикле. Реакторы на быстрых нейтронах позволяют более эффективно использовать запасы урана путем вовлечения воспроизводящего изотопа U-238 в наработку вторичного делящегося материала, что позволит замкнуть ядерный топливный цикл. В активной зоне могут сжигаться наиболее опасные долгоживущие радионуклиды, образующиеся в облученном ядерном топливе. Это означает, что с замыканием топливного цикла возможно уменьшение радиоактивных отходов. В настоящее время в нашей стране эксплуатируется два энергетических реактора на быстрых нейтронах типа БН, и их количество в перспективе будет расти [1].

С точки зрения исторического аспекта концепцией развития ядерных реакторов на быстрых нейтронах уже занимаются больше полувека. Технологией реактора на быстрых нейтронах занимались практически все развитые страны. Вопросы касались выбора теплоносителя (можно было использовать газ, водяной пар, жидкие металлы – натрий или свинец, свинец-висмут, натрий-калий), выбора конструкционных материалов, определения основных характеристик реактора, выбора ядерного топлива. Для анализа состояния реакторов со свинцовым теплоносителем, в данный момент строится проект БРЕСТ-ОД300. Вопросы, касающиеся с выбором теплоносителя, тесно связаны с совместимостью ядерного топлива и конструкционных материалов. В конечном итоге, привлекательность того или иного типа реактора на быстрых нейтронах будет решаться с выбором всех выше сказанных составляющих. [2]

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Акатов А. А., Коряковский Ю. С. Будущее ядерной энергетики. Реакторы на быстрых нейтронах. – М: Информационные центры по атомной энергии, 2012. – 36 с.
2. Поплавский В.М. Состояние и тенденции развития технологии быстрых реакторов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011 – № 1. – С. 5 –15.

МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ СОСТАВА ПУЧКА НИЗКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ИОНОВ И КАЧЕСТВА ПОВЕРХНОСТИ МИШЕНЕЙ ИЗ ДЕЙТЕРИРОВАННЫХ МЕТАЛЛОВ

С.И Кузнецов¹, Г.Н. Дудкин¹, В.М. Быстрицкий², В.Ф. Тарасенко³, Б.А. Нечаев¹, В.Н. Падалко¹,
М. С. Сыртанов¹

¹ Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

²Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Россия

³Институт сильноточной электроники СО РАН

E-mail: smit@tpu.ru

Для исследования реакций между легкими ядрами (dd, pd, d³He, d⁴He) при ультранизких энергиях столкновения необходимо иметь экспериментальную информацию с высокой точностью о чистоте поверхности мишеней, насыщенных изотопами водорода (протием, дейтерием) и о количестве и составе ускоренных частиц, падающих на мишень [1, 2].

Для решения данной задачи разработана и апробирована методика оперативного тестирования качества вакуумной системы и очистки металлической поверхности мишени, насыщенной дейтерием.

С помощью кварцевого резонатора получены данные о темпе нарастания адсорбированной пленки на мишени (подложке) при различных режимах работы ускорителя с замкнутым дрейфом электронов. Результаты экспериментов показали, что используемая методика позволяет оперативно тестировать качество вакуумной системы и ускоряющего диода с целью выявления и устранения факторов, влияющих на загрязнения мишени.

В работе так же приведены результаты измерения истинного потока ускоренных ионов и нейтралов водорода (дейтерия) с помощью многосеточного электростатического анализатора энергии. Определены значения коэффициентов вторичной эмиссии электронов для ряда металлических мишеней (Cu, Ti, Ta, Zr) в интервале энергий ускоренных ионов 3–12 кэВ. Получены значения ионной и нейтральной составляющих потока ускоренных частиц для Холловского источника ионов.

Работа поддержана грантом РФФИ № 14-22-03039.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. V.M. Bystritsky, A.P.Kobzev, G.N. Dudkin, et al. Experimental verification of hypothesis of dd reaction enhancement by channeling of deuterons in titanium deuteride at ultra low energies. // Nuclear Instr. and Methods in Physics Research. – 2014. – A 737. – С. 248.
2. V.M. Bystritsky, G.N. Dudkin, S.I. Kyznetsov, et al. Research Methods for Parameters of Accelerated Low Energy Proton Beam // Physics of Particles and Nuclei Letters. – 2015. – Vol. 12. – №. 4.– P. 597.

ОЦЕНКА КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ БАЗ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ И ИХ ВЛИЯНИЯ НА КРИТИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ РАЗМНОЖАЮЩИХ РЕШЕТОК С ТОРИЕМ

О.А. Украинец, А.А. Иванова, С.В. Беденко, А. И. Карпенко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: lesyaukrainets@gmail.com

Разработка и внедрение новых видов керамических топлив, таких как UC/(U,Pu)C, UN/(U,Pu)N, а так же (Pu,Th)O₂ и (U,Th)O₂ для действующих реакторов и ЯЭУ нового поколения, потребует разработку новых концептуальных подходов по обращению с этим топливом, обоснованию безопасности существующих сегодня транспортных средств и систем долговременного хранения [1].

При определении нейтронно-физических параметров новых видов топлива, необходимо использование верифицированных расчетных кодов на основе метода Монте-Карло и баз оцененных ядерных данных. В этой связи, первостепенное значение будет иметь точность определения сечения взаимодействия нейтрона с материалами топливной керамики, особенно в случае ЯТЦ на основе тория. Принимая во внимание последние достижения в области вычислительной технике, главную неточность в рассчитываемые нейтронно-физические параметры, в настоящее время, вносит неоднозначность в определении значений микросечений материалов топливной керамики [2].

Проведенный анализ текущего состояния баз оцененных ядерных данных показал, что ядерным материалам, относящимся к ториевому ЯТЦ было уделено меньше внимания, в сравнении с традиционным циклом, а именно проверке ядерных данных, что может существенно повлиять на прогнозируемые параметры мультиплицирующих решеток и технических систем на основе тория.

Полученные в работе результаты говорят о том, что существуют существенные расхождения в оценке величины сечения ²³²Th, между библиотеками оцененных ядерных данных, особенно в области тепловых и эпитепловых энергий. Таким образом, существует необходимость в оценке влияния текущего состояния библиотек, оцененных ядерных данных на прогнозирование нейтронно-физических характеристик ядерных материалов в ториевом ЯТЦ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Gubaydulin I M., Novikova N.G. Materials of New Generation in Nuclear Power Industry // Advanced Materials Research. – 2014 – Vol. 1040. – p. 74 – 79.
2. Shiroya S., Kudo K. Criticality Analysis of Highly Enriched Uranium/Thorium Fueled Thermal Spectrum Cores of Kyoto University Critical Assembly // PHYSOR 2004 -The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments. - Illinois: American Nuclear Society, 2004.

ТОПЛИВО ДЛЯ ВГТРУ МАЛОЙ МЩНОСТИ

М. Е. Кузнецова, В. В. Кнышев, О. Мендоса

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: mek@tpu.ru

Высокотемпературные газоохлаждаемые ториевые реакторные установки (ВГТРУ) – это перспективное развитие атомной энергетики в РФ и мире [1,2]. В качестве топлива в ВГТРУ используются углеграфитовые матричные композиции, содержащие микротопливо (МТ). МТ для ВГТРУ – это топливный керн из делящегося

материала со слоями функциональных покрытий. Как правило, конфигурация МТ и матрицы выбираются с учетом специфики работы реактора и экономической эффективности используемого решения. Оценки экономической эффективности производства энергии показали, что техническое решение, основанное на двухслойных покрытиях МТ и цилиндрической конфигурации углеграфитовой матрицы, упрощает процедуру изготовления МТ и топливной таблетки, значительно уменьшает топливную составляющую затрат [1, 2]. В настоящей работе использовано МТ с двухслойным покрытием топливной микросферы авторов [2]. Выбранная конфигурация МТ диаметром 600 мкм представляет собой сферический ядро, покрытый последовательными слоями PuC и Ti_3SiC_2 , диспергированный в графитовую матрицу цилиндрических таблеток (см. Рис. 1.а). Дополнительный барьер безопасности образован покрытием на поверхности таблетки в виде SiC -слоя толщиной ~ 300 мкм.

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

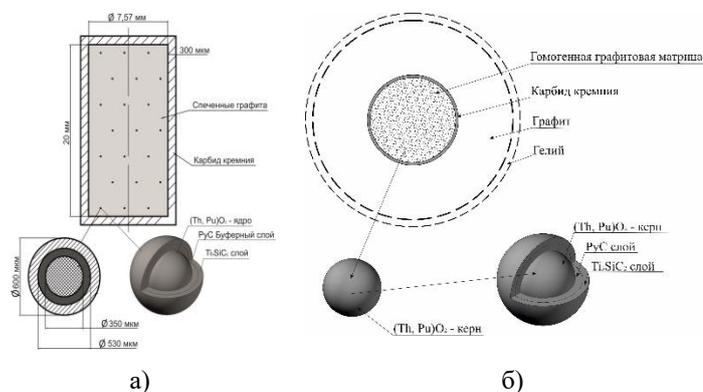


Рисунок 1. а-Топливная таблетка, б- микротопливо для ВГТРУ

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

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

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. Hernikov A.S., Permyakov L.N., Fedik I.I. Fuel elements on the basis of spherical fuel particles with protective coatings for high-safety reactors. // Atomic Energy. – 1999. – Vol. 87. –№ 6. – PP. 871-878.

ЗНАЧЕНИЕ КРИТИЧЕСКОГО ФЛЮЕНСА ПОВРЕЖДАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ В ГРАФИТЕ РЕАКТОРА РБМК-1000

М.Г. Куликов, Д.К. Пугачев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: kulikov-maks93@list.ru

Критический флюенс – это флюенс быстрых повреждающих нейтронов, при котором вторичное распухание поликристаллического графита компенсирует усадку, его значение является определяющим при оценке ресурса графитового замедлителя.

Повреждающими нейтронами называются нейтроны с энергией выше 180 кэВ. Считается, что 80% дефектов, образованных при облучении графита, появляются за счет взаимодействия повреждающих нейтронов с атомами кристаллической структуры графита.

Работоспособность конструкции активной зоны РБМК-1000 зависит от состояния системы воздействующих друг на друга компонентов: технологических каналов и блоков графитовой кладки. В процессе эксплуатации графитового замедлителя происходит его формоизменение. Графитовые блоки оказывают воздействие на технологические каналы, искривляя их. При флюенсах повреждающих нейтронов до критического значения, как формоизменение графита, так и искривление технологических каналов не существенно. При флюенсах превышающих критическое значение происходит искривление технологических каналов настолько, что перегрузка ядерного топлива становится невозможной. Кроме того, существенно ухудшаются теплофизические и прочностные свойства самого графита, который является основным конструкционным материалом активной зоны РБМК-1000.

В свою очередь, значение критического флюенса является функцией температуры облучения (эксплуатации) графита и плотности потока сопутствующего гамма-излучения. В области температур эксплуатации графита выше 300°C его значение снижается с ростом и температуры облучения, и плотности потока гамма-излучения.

Значение критического флюенса для блочного графита марки ГР-280, используемого в реакторе РБМК-1000, с ростом температуры облучения в интервале 400÷900°C уменьшается от $2,4 \cdot 10^{22}$ до $0,5 \cdot 10^{22}$ н/см².

ОЦЕНКА КАМПАНИИ ВВЭР ПРИ ЗАГРУЗКЕ МИКРОТОПЛИВА

С.А. Масенко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: Mongusch-S@mail.ru

Повышение теплопроводности ядерного топлива является одной важнейшей задач проектирования ядерных установок. Замена стандартных твэлов из диоксида урана на микротвэлы позволит увеличить теплосъем с топлива, а также повысить безопасность установки, так как отсутствуют риски плавления активной зоны реактора при полной потери теплоносителя [1].

Одним из самых распространённых типов реакторов в России является ВВЭР, поэтому в данной работе анализируется применение микротвэлов в данном типе. Анализ замены одного вида твэла на другой проводился

со стороны нейтронно-физических характеристик и теплофизических. Нейтронно-физический анализ проводился в программном обеспечении MCU5TRU [2], где была описана модель тепловыделяющей сборки ВВЭР с микротвэлами с топливным сердечником из диоксида урана с обогащением 4,4 %. Моделировалась кампания топлива в 300 эфф. суток. На протяжении всей кампании значение коэффициента размножения для микротвэлов было близко к стандартному типу твэлов для данной установки. Значение концентрации отравителей на порядок ниже, чем в стандартном твэле на протяжении всей кампании.

Применение микротвэлов в ВВЭР увеличивает плотность пока тепловых нейтронов в 1,75 раз по сравнению со стандартным твэлом. Спектр нейтронов становится более мягким. Это объясняется тем, что микротвэл имеет дополнительные материалы, которые замедляют нейтроны. Однако при переходе на микротопливо количество резонансных нейтронов уменьшается. Это связано с тем, что частицы топлива располагается относительно друг друга на расстоянии от 1 до 3 мм.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федик И.И., Денискин В.П., Пономарев Степной Н.Н. и др. Новое поколение твэлов на основе микротоплива для ВВЭР // Атомная энергия. – 2004. – № 4. – С. 276–285.
2. Пономарев-Степной Н.Н., Брызгалов В.И. и др. Использование программы MCU для анализа результатов критического эксперимента с шаровыми твэлами ВТГР на стенде “Астра” // Атомная энергия, октябрь 2004, т. 97, вып. 4, с. 243 – 252.

СОЗДАНИЕ ТОЧЕЧНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ИРТ-Т ДЛЯ РАСЧЕТА ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ, ВЫЗВАННЫХ ВВОДОМ РЕАКТИВНОСТИ И ПОТЕРЕЙ ЦИРКУЛЯЦИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

П.А. Молодов, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: molodovpavel@gmail.com

Важнейшим требованием, предъявляемым к ТВС, используемым на реакторе ИРТ-Т, является соблюдение теплофизических условий их эксплуатации в активной зоне: температуры оболочки твэл, непревышение критического значения теплового потока с поверхности твэл и недопущение поверхностного кипения теплоносителя. Реакторная установка ИРТ-Т не имеет каналов контроля этих параметров. Для обоснования безопасной работы реактора во всех режимах, необходимо создание модели, объединяющей нейтронно- и теплофизические процессы. Разработанная модель на основе программной среды MATLAB/Simulink[1] предназначена для анализа динамического реагирования системы первого контура реактора ИРТ-Т при различных возмущающих воздействиях. Программа для расчета состоит из модулей, в которых представлены модели точечной кинетики с шестью группами запаздывающих нейтронов и одномерная модель теплофизических процессов [2] с учетом использования в активной зоне ТВС типа ИРТ-3М.

Разработанная расчетная модель позволяет проводить анализ переходных процессов, вызванных вводом реактивности и потерей циркуляции теплоносителя. Верификация модели проводилась путем сравнения результатов расчета с экспериментальными данными, полученными на реакторе ИРТ-Т при вводе реактивности на уровнях мощности 12 КВт, 100 КВт, 3 МВт. Анализ полученных результатов показал, что погрешность в распределении мощности составляет менее 10%.

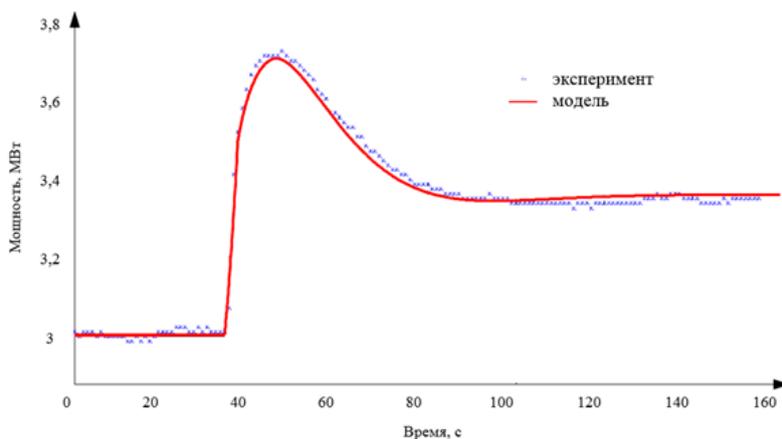


Рисунок 1. Переходный процесс при введении реактивности на уровне мощности 3 МВт

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. The Mathworks. SIMULINK, Dynamic System Simulation Language User's Guide, 2008a.
2. Чертков Ю. Б., Наймушин А. Г. Использование программы TRACE для создания теплогидравлической модели реактора ИРТ-Т //Известия Томского политехнического университета. – 2010. – Т. 317. – №. 4.

МОДЕРНИЗАЦИЯ МАТЕРИАЛЬНОГО СОСТАВА ТВС ЯЭУ

И.А. Мотрий, Е.В. Овечкин, О. В. Селиваникова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: 79234101338@yandex.ru

Запасы тория на земле в несколько раз больше, чем запасы урана. Использование закрытого ЯТЦ на основе тория значительно расширит сырьевую базу ядерной энергетики.

Торий-232 является лучшим «сырьевым» изотопом по сравнению с ураном-238 для реакторов с тепловым спектром нейтронов. Уран-233 испускает более двух нейтронов в расчёте на один захват первичного нейтрона для широкого набора реакторов с тепловым спектром нейтронов.

Для реализации ториевого топливного цикла необходимо использовать (по крайней мере в стартовой загрузке) традиционные делящиеся изотопы урана и/или плутония. В качестве таковых можно выбрать:

- 1) уран с высоким значением обогащения;
- 2) оружейный плутоний;
- 3) энергетический плутоний, извлекаемый из облученного ядерного топлива с большим выгоранием.

При использовании торий содержащего топлива со смесью двуокиси урана и тория, а также со смесью двуокиси оружейного плутония и тория они показывают лучшую, чем чистая двуокись урана, достигаемую глубину выгорания и увеличивают длину кампании. При 5% обогащении глубина выгорания возрастает на 3 ГВт·сут/т, а длина кампании остается практически неизменной. При 10% обогащении глубина выгорания возрастает на 10 ГВт·сут/т, а длина кампании возрастает примерно на 130 суток. И наконец, при 20% обогащении глубина выгорания возрастает на 20 ГВт·сут/т, а длина кампании возрастает примерно на 400 суток.

Анализ показал, что использование тория в качестве сырьевого материала значительно повысит нейтронно-физические свойства топлива на его основе.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Чертков Ю.Б., Наймушин А.Г. Нейтронно-физический расчет элементарной ячейки реактора с помощью программы WIMS-D5: Учеб. пособие. / Кафедра ФЭУ — Томск: Томский политехнический университет, 2011.
2. Кузнецов М. С. Преимущества тория в ЯТЦ [Текст] / М. С. Кузнецов, С. А. Монгуш, А. В. Чуйкина // Молодой ученый. — 2015. — №10. — С. 40-44.
3. И.И. Жерин, Г.Н. Амелина Химия тория, урана и плутония: Учеб. пособие. — Томск: Изд. ТПУ, 2009. — 147с.
4. Абагян Л.П. Групповые константы для расчета ядерных реакторов и защиты: Справочник. — Москва: Энергоатомиздат, 1981. — 231 с.
5. Колпаков Г.Н. Конструкция ТВЭЛов, каналов и активных зон энергетических реакторов: Учебное пособие. / Колпаков Г.Н., Селиванникова О.В.— Томск: Издательство ТПУ, 2009. — 116с.
6. Г.Я. Мерзликин. Основы теории ядерного реактора. Курс для эксплуатационного персонала АЭС. — С: СИЯЭиП. 2001. — 340 с.

РЕГУЛИРОВАНИЕ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ ПРИ ВЫГОРАНИИ ТОПЛИВА

Н.А. Невоструев, Ю.Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: nvselement@mail.ru

В настоящее время ядерная энергетика находится на этапе непрерывного развития технологии по получению энергии. В связи с этим, основной задачей развития является улучшение эффективности работы реактора, а именно улучшение процесса выгорания ядерного топлива. Актуальность данной работы заключается в том, чтобы создать такую ядерную установку, которая позволит значительно увеличить глубины выгорания топлива, что в свою очередь является основной характеристикой эффективности работы ядерного реактора.

Поддержание критичности реактора каким-либо способом приводит к повышению эффективности использования ядерного топлива. Критичность реактора можно добиться, изменяя концентрацию замедлителя в процессе выгорания ядерного топлива, а также путём снижения жёсткости спектра нейтронов, которая позволит использовать избыточный запас реактивности для воспроизводства вторичного горючего, что в свою очередь увеличит длительность кампании реактора и обеспечит высокую глубину выгорания ядерного горючего [1].

При расчёте кампании реактора, концентрация замедлителя выбиралась по заданному запасу реактивности на один этап выгорания ядерного топлива $K_{эф} = 1,005 \pm 0,001$.

Таблица 1. Результаты расчётов

Начальное обогащение по U^{235} , %	Глубина выгорания, МВт*сут/кг
0,71	10,5
1,5	36,7

При увеличении обогащения до 1,5% U^{235} и непрерывном регулировании спектра нейтронов значение глубина выгорания превышает 30МВт*сут/кг, что приблизительно в 1,5 раза больше, чем при использовании непрерывного метода перегрузок ядерного топлива для ядерного реактора, где замедлителем является тяжёлая вода. Это связано с увеличением доли начального запаса реактивности, который идёт на воспроизводство вторичного топлива. То есть это приводит к тому, что значительно увеличивается доля выгорания за счёт вторичного ядерного топлива.

Основным результатом проведённых расчётов выгорания ядерного топлива при непрерывном регулировании спектра нейтронов является реальная возможность получения высокой глубины выгорания при изменении концентрации замедлителя.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Цвайфель П. Физика реакторов / П. Цвайфель – М.: Атомиздат, 1977.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ АЛЬТЕРНАТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ ОТРАЖАТЕЛЯ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ОБЪЕМОВ РЕАКТОРА ИРТ-Т

А.А. Нерода, М.Н. Аникин, И.И. Лебедев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: neroda_94@mail.ru

Реактор ИРТ-Т является исследовательским реактором бассейного типа с использованием воды в качестве замедлителя, теплоносителя и верхней биологической защиты. Он является источником нейтронного и гамма излучения и предназначен для проведения научно-исследовательских работ по физике твёрдого тела, нейтронно-активационному анализу элементного состава веществ, производству радионуклидов, легированию кремния, нейтронной радиографии и других работ с использованием реакторного излучения [1].

Одним из процессов, предъявляющих жесткие требования к степени однородности поля нейтронов в экспериментальном объеме, является нейтронно-трансмутационное легирование кремния. В частности, соблюдение данных требований необходимо для легирования кремния с целью улучшения его полупроводниковых свойств для однородного распределения. Заказчиками продукции предъявляются жесткие требования по соблюдению однородного распределения донорных примесей, образующихся в результате (n,γ) реакции. Обеспечение заданной степени однородности характеристик канала достигается несколькими способами, главный из них – это профилирование распределения плотности потока путем формирования объема перед каналом различными материалами [2].

В рамках проведенной работы разработана модель активной зоны реактора ИРТ-Т в ПО TIGRIS, позволяющая проводить исследования характеристик экспериментальных каналов с учетом геометрических и материальных особенностей элементов отражателя.

В данной работе представлены результаты исследования возможности формирования нейтронных полей в экспериментальных каналах ГЭК-1 и ГЭК-4 с использованием перспективных соединений на основе бериллия, таких как оксид бериллия и бериллиевое стекло [3]. Показана возможность формирования распределения плотности потока нейтронов в экспериментальном канале исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т с высокой степенью однородности при компоновке отражателя комбинированного состава.

Проведены расчетные исследования, обосновывающие экономическую выгоду использования альтернативной компоновки отражателя для проведения нейтронно-трансмутационного легирования кремния в экспериментальных каналах реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Смирнов Л. С. Атомные процессы в полупроводниковых кристаллах //Физика и техника полупроводников. – 2001. – Т. 35. – №. 9.

2. Головацкий А. В., Варлачев В. А., Солодовников Е. С. Установка для нейтронного легирования кремния на исследовательском ядерном реакторе ирт-т.
3. Naumushin A. et al. Degradation of Beryllium Reflector Properties on the IRT-T Reactor //Advanced Materials Research. – 2015. – Т. 1084. – С. 289-293.

МЕТОДЫ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

А.Е. Овсенёв А.А. Пермикин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aeo3@tpu.ru

Одним из важнейших условий для широкого использования ядерной энергии в промышленных масштабах является безопасность. Квалифицированная эксплуатация ядерной энергетической установки (ЯЭУ) требует не только тщательного соблюдения технологических норм и инструкций по управлению реактором, но и достаточно глубокого понимания инженерно-техническим персоналом сути физических процессов, происходящих в реакторе, и применяемых методов оценки различных эффектов. Чтобы исключить нештатные ситуации на ядерном объекте, с начала в специальных программах (WIMS–D4) проводится нейтронно-физическое (НФ) моделирование процессов в активной зоне ядерного реактора (ЯР).

Целью данной работы является нейтронно-физический расчет элементарной ячейки реактора, с исходными геометрическими и материальными характеристиками, где конкретно рассматривалось изменения жесткости спектра и коэффициента размножения нейтронов путем увеличения внешнего радиуса ячейки[1-3].

В ходе нейтронно-физического расчета элементарной ячейки ядерного реактора было установлено, что увеличение внешнего радиуса ячейки ведет к увеличению количества ядер теплоносителя, вследствие чего, нейтрон с большей вероятностью рассеется и не вызовет деления, это приводит к уменьшению жесткости спектра и уменьшению коэффициента размножения нейтронов, данный процесс может привести к подкритическому состоянию ядерный реактор.

Таблица 2 – Жесткость спектров нейтронов и коэффициент размножения для различных внешних радиусов ячейки

Внешний радиус ячейки	Жесткость спектра	Коэффициент размножения
0,846	2,425	1,374391
1,10	1,3499	1,323340
1,50	0,7989	1,133588

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1 А.Г. Наймушин, Ю.Б. Чертков. Нейтронно-физические расчеты активных зон ядерных энергетических установок: Лабораторный практикум. Томск.: НИ ТПУ, 2013. – 104 с.
- 2 А.Г. Наймушин, Ю.Б. Чертков. Методические указания к лабораторно практической работе. Томск.: НИ ТПУ, 2011. – 77 с.
- 3 А.Г. Наймушин, Ю.Б. Чертков. Сборник практических работ по курсу: Инженерные расчеты и проектирование ЯЭУ. Томск.: НИ ТПУ, 2012. – 75 с.

ДИНАМИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ ЭЛЕКТРОННОГО ПУЧКА ВЧ ИНЖЕКТОРА РЕЗОНАНСНОГО УСКОРИТЕЛЯ ЭЛЕКТРОНОВ БЕТА-8. РАСЧЕТЫ И ЭКСПЕРИМЕНТ

А.М. Опекунов, Н.Н. Курапов, М.Л. Сметанин, А.В. Тельнов, И.В. Шорилов

Федеральное государственное унитарное предприятие Российский федеральный ядерный центр Всероссийский
научно-исследовательский институт экспериментальной физики

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»

Россия, Нижегородская область, г. Саров, пр. Мира, 37, 607190

E-mail: amopekunov@vniief.ru

В «РФЯЦ-ВНИИЭФ» создается резонансный ускоритель электронов БЕТА-8 [1] на основе коаксиального полуволнового резонатора (тип колебаний T_1 , частота 100 МГц), с широким диапазоном выходной энергии электронного пучка от 1 до 8 МэВ со средней мощностью до 300 кВт.

В настоящей работе основное внимание уделено системе инжекции электронного пучка. Элементы этой системы состоят из инжектора электронов с ВЧ генератором, разработанные в ИЯФ СО РАН [2], и тракт транспортировки пучка к ускорителю.

ВЧ инжектор предназначен для инжекции электронов в непрерывном режиме с энергией 50-100 кэВ, средним током до 40 мА и частотой следования сгустков 0.01-100 МГц в ускоряющую область ускорителя БЕТА-8. Для регулировки средней мощности пучка предусмотрен импульсно-периодический режим инжекции электронов в ускоряющий резонатор.

Цель работы заключалась в определении режимов работы ВЧ пушки на основе расчетных и экспериментальных исследований характеристик электронных сгустков, генерируемых этой пушкой.

Для проведения тестовых испытаний ВЧ пушки с пучком, был разработан и собран стенд с диагностическим оборудованием.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. N.V. Zavyalov, S.A. Zhelezov, S.T. Nazarenko, V.V. Porkhaev at. al. A CW electron accelerator. The planned design and electrophysical characteristics. // Problems of atomic science and technology. – 2006. - №2 Series: Nuclear Physics Investigations (46). – P. 8-10.
2. V. Volkov, V.S. Arbutov, K.N. Chernov, G. Kurkin, at. al. CW 100 keV electron RF injector for 40 mA average beam current. // RUPAC14. – 2014.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ОПЫТА ИССЛЕДОВАНИЙ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ В РАМКАХ РАБОТ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК

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

АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов»,

Россия, Томская область, г. Северск, Автодорога, 13, Строение 179А, 636000

E-mail:seversknet@rambler.ru

В настоящее время все промышленные уран-графитовые реакторы окончательно остановлены и в основном для них приняты решения о способе их вывода из эксплуатации. Согласно утверждённой 28.12.09 концепции ПУГР И-1, ЭИ-2, АДЭ-3, АДЭ-4, АДЭ-5, АД, АДЭ-1 и АДЭ-2 должны быть выведены из эксплуатации по варианту «захоронения на месте». Соответствующие технологии по реализации концепции

были разработаны и успешно отработаны АО «ОДЦ УГР» при создании пункта долговременной консервации особых РАО на базе ПУГР ЭИ-2.

При подготовке к выводу и в процессе вывода из эксплуатации ПУГР на площадке АО «ОДЦ УГР» был накоплен значительный опыт по обследованию и изучению графита, разработаны уникальные методы и оборудование, которое целесообразно применить на энергетических реакторах типа РБМК, вывод из эксплуатации (ВЭ) которых предположительно начнется после 2018 г. по варианту «ликвидация». При подготовке к ВЭ РБМК наиболее перспективными являются методы исследования графита, включая отбор кернов, определение радионуклидного состава, в том числе трудноопределяемых нуклидов: ^{14}C и ^{36}Cl . Для определения радиационных характеристик графитовой кладки и каждого графитового блока по высоте колонны разработан программно-аналитический комплекс (ПАК), позволяющий в автоматическом режиме выполнять сканирование графитовой кладки с шагом ~ 20 мм. Специально для РБМК были изготовлены детекторы повышенной эффективности регистрации. Также разработаны и согласованы с отделом ядерной безопасности ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» (г. Обнинск) методики оценки ядерной безопасности кладок УГР, в которых были зафиксированы инциденты.

В 2016 для определения вариантов обращения с облученным графитом энергетических и промышленных реакторов АО «ОДЦ УГР» выполняет научно-исследовательские работы по следующим направлениям: разработка технологии демонтажа графитовой кладки при выводе из эксплуатации УГР; обоснование, экспериментальное подтверждение возможности и разработка технологии переработки элементов графитовой кладки для снижения класса РАО; разработка способа получения высокоустойчивого компаунда, содержащего облученный графит, методом изостатического горячего прессования в инертной атмосфере. Для апробации технических решений предполагается использовать как графит промышленных, так и после изучения графит энергетических реакторов. В качестве объекта для заключительной отработки технологии извлечения графита выбран ПУГР АДЭ-5, т.к. максимально идентичен к РБМК по характеристикам графита. Из выбранных ячеек АДЭ-5 после макетных испытаний на стенде, имитирующем металлоконструкции и колонны графитовой кладки, предполагается извлечь с часть графитовых блоков.

ОПЫТ СОЗДАНИЯ ПУНКТА ДОЛГОВРЕМЕННОЙ КОНСЕРВАЦИИ ОСОБЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ПЛОЩАДКЕ РАЗМЕЩЕНИЯ УРАН-ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА ЭИ-2 АО «ОДЦ УГР»

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

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

Россия, Томская область, г. Северск, Автодорога, 13, Строение 179А, 636000

E-mail:seversknet@rambler.ru

В сентябре 2015 г. АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» был завершен опытный проект создания пункта долговременной консервации особых радиоактивных отходов на площадке размещения остановленного промышленного уран-графитового реактора (ПУГР) ЭИ-2 АО «ОДЦ УГР». Данный проект был успешно реализован в рамках мероприятий ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» в соответствии с «Концепцией вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту радиационно безопасного захоронения на месте», утверждённой 28.12.09. Согласно концепции, обеспечение безопасности

при выводе из эксплуатации ПУГР осуществляется путём надёжной изоляции РАО на территории размещения ПУГР, гарантирующей радиационную безопасность персонала, населения и окружающей среды на весь период потенциальной опасности РАО.

На стадии подготовки к реализации проекта и в ходе его реализации был выполнен ряд научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, включающий лабораторные и макетные испытания, направленные на разработку технических решений по способу создания пункта консервации [1,2], технологий бесполостного заполнения пустот в шахте УГР [3], переработке извлекаемых РАО, контролю стабильности внутренних барьеров безопасности в пункте консервации и др. Все технические решения были опробованы на остановленном промышленном уран-графитовом реакторе ПУГР ЭИ-2 АО «ОДЦ УГР», что позволило получить практический опыт, позволяющий тиражировать технические решения при выводе из эксплуатации других остановленных ПУГР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Izmetiev A., Pavliuk A., Kotlyarevsky S. Application of void-free filling technology for additional safety barriers creation during uranium-graphite reactors decommissioning // *Advanced Materials Research*. – 2015. – V.1084. – PP. 613-619.
2. Пат. 2580819 Российская Федерация, МПК (2014.01) G21F7/00, G21C 1/16. Способ вывода из эксплуатации уран-графитового ядерного реактора / А.М. Измestьев, Е.В. Захарова, А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала. заявитель и патентообладатель АО «ОДЦ УГР» - №2015105922/07; заявл. 21.02.2015; опубл. 10.04.2016, Бюл. №10.
3. Пат. 2580817 Российская Федерация, МПК (2014.01) G21C 11/10. Способ бесполостного заполнения реакторных пространств при выводе из эксплуатации уран-графитового ядерного реактора / А.М. Измestьев, Е.С. Падерин, А.О. Павлюк, Е.В. Беспала, С.Г. Котляревский. заявитель и патентообладатель АО «ОДЦ УГР» - №2015112186/07; заявл. 05.04.2015; опубл. 10.04.2016, Бюл. №10.

ОЦЕНКА ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА КЛТ-40С

А.А. Прец, А.Д. Сапар

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: prets.anatoly@gmail.com

Российская Федерация в силу огромной по размерам и различной по климатическим условиям территории характеризуется неравномерностью заселения и различным уровнем экономического развития отдельных регионов. Энергообеспечение отдалённых регионов осуществляется автономными источниками на органическом топливе, поставки которого связаны с большими финансовыми затратами, а эксплуатация наносит серьёзный экологический ущерб окружающей среде. Одним из решений данного вопроса является промышленное производство и строительство унифицированных энергоблоков малой и средней мощности (электрическая мощность от 200 кВт до 600 МВт) для производства электричества и тепла на основе технологий атомного судостроения.

Соответственно одним из важных для экономической выгоды показателей является длительность кампании ядерного топлива, который в свою очередь определяется коэффициентами воспроизводства и размножения.

Для оценки размножающих и воспроизводящих свойств решалась многогрупповая система уравнений диффузии для критического ядерного реактора итерационным методом. В расчёте учитывались поправки на температуру нейтронного газа (700 К) и резонансную самоэкранировку.

Запас реактивности для активной зоны, загруженной свежим ядерным топливом, составило около 27%.

В работе определена концентрация ядер поглотителя (гадолиния) для обеспечения критического состояния реакторной установки, которая составила $2,97 \cdot 10^{18} \text{ см}^{-3}$.

Значение коэффициента воспроизводства на начало кампании реактора КЛТ-40С составило 0,1407.

Для оценки длительности кампании ядерного топлива определялись изменения нуклидного состава ядерного топлива и ядер поглотителя. В момент времени, когда в активной зоне концентрация поглотителя близка к нулю, а коэффициент размножения нейтронов близок к единице, считается, что кампания ядерного топлива закончилась. Длительность кампании топлива составила около 550 эфф. суток.

ОЦЕНКА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ РАСЧЕТОВ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА В ЯЧЕЙКЕ ВВЭР ПРИ СУТОЧНОМ ГРАФИКЕ МАНЕВРИРОВАНИЯ МОЩНОСТЬЮ

М.Н. Плевака, М.А. Увакин

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,

Россия, г. Москва, Каширское ш., 31, 115409

E-mail: plevakamn1993@gmail.com

В настоящее время возможность работы в маневренном режиме нагрузки рассматривается как одно из перспективных конкурентных преимуществ современных проектов водо-водяных энергетических реакторов. Поэтому обоснование безопасности РУ при работе в маневренном режиме является актуальной задачей. Особенностью данного режима работы РУ является изменение мощности, которое, в свою очередь, приводит к постоянному изменению других нейтронно-физических и теплогидравлических параметров в ходе работы реактора. При расчете реакторных установок используются подготовленные библиотеки констант, которые, в свою очередь, рассчитывались для режима работы на мощности 100% в течение всей кампании. На самом же деле установки эксплуатируются на других уровнях мощности в зависимости от энергетической потребности. В связи с этим целесообразно проверить, насколько отличаются макроконстанты при номинальном и маневренном режимах. В данной работе решается задача оценки неопределенностей выгорания топлива и значений макроконстант в режиме маневрирования мощностью.

Расчеты проводились с помощью программного кода GETERA-93. Программа GETERA-93 предназначена для расчета реакторных ячеек любого типа. При расчете пространственно-энергетического распределения нейтронов методом вероятностей первых столкновений (ВПС) ячейка разбивается условно на конечное число зон, симметрично расположенных относительно центра этой ячейки. При решении задач расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в сложных ячейках, для которых неприменимо одномерное приближение (ячейка Вигнера-Зейтца), часто используется приближенная модель, в которой ячейка разбивается на фрагменты (подячейки), для которых предполагается применимым одномерное приближение. Связь между ячейками задается с помощью матрицы перетечек. В программе GETERA используется приближение азимутальной симметрии потока нейтронов в каждой ячейке, из которых состоит поляячейка.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Савандер В.И., Увакин М.А. Физическая теория ядерных реакторов. Лабораторный практикум. – Издательство МИФИ, 2008.
2. Белоусов Н.И., Савандер В.И. Программа GETERA, описание пользователя. – Отчет МИФИ, 1993.

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ РЕНТГЕНОГРАФИЧЕСКИЕ КОМПЛЕКСЫ НА БАЗЕ БЕЗЖЕЛЕЗНЫХ ИМПУЛЬСНЫХ БЕТАТРОНОВ

К.В. Савченко, Ю.П. Куропаткин, В.И. Нижегородцев, О.А. Шамро

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»

Россия, г. Саров, просп. Мира, 37

E-mail: mailbox@ntc.vniief.ru

С целью повышения информативности радиографирования динамических объектов с большими оптическими толщинами во ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ» разработаны и реализуются концепции мобильных рентгенографических комплексов [1] и многолучевых комплексов для малоракурсной томографии [2] на базе безжелезных импульсных бетатронов типа БИМ. Реализация концепции позволит сохранить и укрепить лидирующие позиции России в области импульсной рентгенографии.

На рис.1 изображен эскиз однолучевого трехкадрового мобильного рентгенографического комплекса. Он включает ускорительный модуль(1), модуль импульсного питания электромагнита бетатрона(2), взрывозащитную камеру(ВЗК)(3), системы коллимации(4) и регистрации(5) теневых изображений.



Рисунок 1. Эскиз мобильного рентгенографического комплекса

1 – ускорительный модуль; 2 – модуль импульсного питания электромагнита бетатрона; 3 – ВЗК; 4 – система коллимации рентгеновских лучей; 5 – система регистрации теневых изображений.

В настоящее время ускорительный модуль и его оборудование смонтированы. Осуществлен физический пуск излучателя, проведены его тестовые испытания. При граничной энергии электронного пучка бетатрона $E_{гр} \sim 12 \text{ МэВ}$ (определяется величиной емкостного накопителя системы импульсного питания электромагнита) толщина просвеченного свинцового теста на 1м от мишени составила $\sim 115 \text{ мм}$.

Проводятся сборочно-монтажные и пуско-наладочные работы по модулю импульсного питания электромагнита. В модуле размещён емкостной накопитель системы питания электромагнита на энергию $\sim 0,5 \text{ МДж}$, высоковольтный источник питания, стойка коммутации. В 2016г. с использованием данного комплекса планируется проведение полномасштабных гидродинамических экспериментов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2548585 С1 RU МПК G03В 42/02. Мобильный радиографический комплекс и источник излучения бетатронного типа для радиографического комплекса / Д. И. Зенков, Ю. П. Куропаткин, В. И. Нижегородцев, В. Д. Селемир, О. А. Шамро. Заявлено 09.04.2014 Оpubл. 20.04.2015. Бюл. №11.
2. Пат. 2515053 С1 RU МПК G03В 42/02. Способ получения радиографического изображения быстропротекающих процессов в неоднородном объекте исследования и радиографический комплекс для его осуществления / Ю.П. Куропаткин, В.И. Нижегородцев, В.Д. Селемир, О.А. Шамро. Заявлено 11.12.2012 Оpubл. 10.05.2014. Бюл. №13.

ВОЗМОЖНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АЛЬТЕРНАТИВНЫХ ВЫГОРАЮЩИХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР

А.А. Сливин, М.Н. Аникин, Ю.Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail:slivin-a@mail.ru

Главным направлением совершенствования топливного цикла реакторов водо-водяного типа является увеличение длины кампании реактора, которое осуществляется путем повышения начального обогащения топлива. Однако это влечет за собой необходимость компенсации высокой избыточной реактивности в начале топливных циклов, что достигается при помощи введения выгорающих поглотителей (ВП). Использование ВП позволяет снизить нагрузку на компенсирующие стержни и выровнять распределение энерговыделения по объему активной зоны реактора [1].

В качестве выгорающих поглотителей целесообразно использование элементов группы лантаноидов Eu, Sm, Dy, редкого элемента Hf, рассеянного элемента Cd, некоторых изотопов нептуния, америция, кюрия, плутония, частичного ториевого цикла. Кроме выбора материала важен выбор способа размещения поглотителя в топливной сборке. В работе рассматриваются такие расположения ВП как: гомогенное размещение, гетерогенное размещение в центре топливной таблетки в виде проволоки, размещение в виде напыления [2].

При добавлении, в условиях замкнутого топливного цикла, энергетического плутония к обогащенному урану позволяет увеличить глубину выгорания топлива на несколько процентов от начальной величины глубины выгорания в 60 МВт · сут/кг [3].

Использование смеси трансураниевых элементов в условиях замкнутого топливного цикла не приводит к увеличению глубины выгорания к концу кампании, однако является привлекательным с точки зрения их полезной утилизации [3].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Чертков Ю. Б., Наймушин А. Г., Монгуш С. А. Альтернативное размещение выгорающих поглотителей в реакторе ВВЭР-1000 // Известия вузов. Физика. - 2014 - Т. 57 - №. 2/2. - С. 57-62
2. WIMSD-IAEA Library, [электронный ресурс] Url: <https://nucleus.iaea.org/Pages/wimsd-iaea-library.aspx> (дата обращения: 18.09.2015)
3. Широков С. В., Заец В. В. Глубина выгорания ядерного топлива ВВЭР с различными выгорающими поглотителями // Ядерна та радіаційна безпека 4(52).2011.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В КЕРАМИЧЕСКОМ ОЯТ

В.К. Соболев, С.В. Беденко, Н.М. Клюкин, Е.В. Кузнецов, А.Ю. Бородай

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vsobvk@gmail.com

Ядерное топливо является наиболее важным материалом, используемым в ядерной энергетике. В настоящее время подавляющее большинство реакторов в силу определенных причин использует керамическое топливо в форме двуокиси урана. Однако у нее имеется ряд недостатков (к примеру, относительно низкие теплопроводность и массовая концентрация ядерного горючего), которые отсутствуют у некоторых других керамических топлив – карбидов, нитридов и др.

При этом переход на новый вид топлива приведет к изменению нуклидного состава ОЯТ, который полностью определяет его радиационные характеристики. Поэтому является необходимым проведение сравнительного анализа данных характеристик традиционных и перспективных топливных композиций, результаты которого позволили бы оценить возможные изменения радиационного поля ОЯТ.

В рамках данного исследования был произведен расчет нуклидного состава ОЯТ из традиционной двуокиси урана, MOX-топлива и смешанного уран-плутониевого монокрида с использованием расчетного комплекса SCALE (OrigenArp). Было установлено, что основными каналами образования нейтронов в керамическом ОЯТ являются спонтанное деление некоторых актиноидов (более 90 % всех нейтронов) и (α, n) -реакции, протекающие на легких ядрах. При этом практически вся нейтронная активность обусловлена наличием в нем изотопов кюрия Cm^{242} и Cm^{244} (более 98 %). Это согласуется с данными, опубликованными в работе [1]. Также было выявлено, что общая нейтронная активность $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$ и $(\text{U}, \text{Pu})\text{N}$ более чем в 10 раз превышает активность традиционной двуокиси урана, что может быть обусловлено наличием в свежем топливе плутония (плутоний является «сырьевым» материалом для получения изотопов кюрия). Однако стоит отметить, что, несмотря на увеличение общей нейтронной активности, уменьшается вклад активности (абсолютно и относительно), обусловленной протеканием (α, n) -реакций (в случае смеси нитридов – менее 1 %). Это можно отнести к преимуществам перспективного керамического топлива, потому что энергетический спектр (α, n) -нейтронов является относительно жестким, и возможно существенное осложнение радиационной обстановки возле ОЯТ, в случае, если доля нейтронов данного типа окажется относительно высокой. К тому же в отличие от двуокиси урана, где по прошествии нескольких лет выдержки основным источником (α, n) -нейтронов является относительно долгоживущий Pu^{238} , в смешанном керамическом топливе основной вклад в нейтронную активность данного типа вносится Cm^{244} , обладающим в 5 раз меньшим периодом полураспада.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шаманин И. В. и др. Использование программы ORIGENHARP при расчете изотопного состава отработанного топлива реактора ВВЭР-1000 //Известия Томского политехнического университета. – 2010. – Т. 317. – №. 4.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА ТИПА БН-800

Т.В. Степунин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail:timayeah@mail.ru

Энергетические реакторы на быстрых нейтронах призваны расширить топливную базу атомной энергетики России. Применение на них замкнутого ядерно-топливного цикла позволит снизить накопление радиоактивных отходов, а высокий коэффициент воспроизводства ($\sim 1,3$) позволит нарабатывать плутоний, который можно использовать в энергетических реакторах.

Оценка основных эксплуатационных параметров с помощью аналитических методов позволяет получить достаточно точную картину нейтронно-физических характеристик реактора, не используя для этого специальные программы. Один из аналитических методов определения эффективного коэффициента размножения нейтронов для реактора типа БН – многогрупповой расчет спектра плотности потока нейтронов [1]. Используя данный метод, для реактора типа БН можно получить эффективный коэффициент размножения

примерно равный 1,06. Малый запас реактивности быстрых реакторов говорит об их безопасности. При этом кампания реактора составляет порядка 510 эфф. суток, имея отличие от заявленной кампании (730 эфф. суток [2]). Несовершенство аналитических методов в данной ситуации обусловлено невозможностью учёта вклада в деление зон воспроизводства. В этих зонах со временем работы реактора накапливается Pu^{239} , который тоже делится, тем самым увеличивая длительность кампании. Коэффициент воспроизводства, полученный аналитическим путем, составляет 1,37, что немного превосходит заявленное значение 1,3 [3]. Это связано с тем, что невозможно учесть аналитически одновременно и наработку Pu^{239} , и его убыль.

Применение аналитических методов для нахождения эксплуатационных параметров реактора типа БН-800 позволяет с хорошей точностью определить значения этих величин и провести их анализ, а совершенствование этих методов – учитывать все факторы, влияющие на динамику изменения найденных значений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нестеров В.Н. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем / В.Н. Нестеров, А.В. Головацкий, И.В. Шаманин // Известия вузов. Физика. – 2010. – N 53. – С.10-14.
2. АЭС с БН-800: информ.-аналит. журн./ Открытое акционерное общество «Санкт-Петербургский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт «АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ» – 2011. – 20 с.
3. Khodarev E.. Liquid Metal Fast Breeder Reactors / E. Khodarev // IAEA Bulletin.– N 6, VOL 20. – P.29-38.

ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБОК АЭС В УСЛОВИЯХ ИНТЕНСИВНОГО ПАРООБРАЗОВАНИЯ И ПЕРЕГРЕВА ПАРА

А.С. Сураев, В.М. Котов, В.А. Витюк, Н.А. Сулейменов

Филиал «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»,
Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 10, 071100

E-mail: suraev@nnc.kz

Работа выполняется в рамках темы грантового финансирования Министерства образования и науки Республики Казахстан «АЭС на основе газоохлаждаемого реактора с водным замедлителем» и посвящена исследованию процессов, сопровождающих интенсивное парообразование и перегрев пара в контуре АЭС. Особенности, возможности и характеристики рассматриваемого газоохлаждаемого реактора подробно представлены в работах [1-4].

Использование тонкостенных теплообменных трубок позволяет улучшить тепловые характеристики теплообменников, при этом возникают потенциальные риски, связанные с их меньшей прочностью, особенно при работе в условиях высокой температуры. Уменьшение диаметра и толщины стенок способствует снижению массы трубного пучка и более эффективному теплообмену. При этом минимальное значение отношения толщины стенки к диаметру трубы составляет $k=0,125$, что вдвое больше значения этого коэффициента для теплообменных трубок, применяемых в парогенераторах в Японии ($k=0,057$) и Германии ($k=0,056$) [5]. Необходима экспериментальная проверка возможности использования трубок меньшего диаметра и толщины стенки ($\varnothing 8 \times 1$ мм, $\varnothing 10 \times 1$ мм, $\varnothing 12 \times 2$ мм, $\varnothing 14 \times 2$ мм), чем применяемые в настоящее время в парогенераторах ПГВ-1000. Использование гелия в качестве теплоносителя, максимальное давление которого не превышает 6 МПа также способствует повышению надежности трубного пучка. Температура пара на выходе из парогенератора в газоохлаждаемом реакторе выше, чем в реакторах ВВЭР-1000. Помимо этого, пар

претерпевает дальнейший последовательный перегрев (в трех пароперегревателях) на 200 °С, что приводит к полному осушению.

В работе представлены схема и методика проведения экспериментов по исследованию характеристик предлагаемых тонкостенных трубок в условиях интенсивного парообразования и перегрева пара, ожидаемых при работе теплообменников газоохлаждаемого реактора с водным замедлителем.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Котов В.М., Зеленский Д.И. Газоохлаждаемый реактор с высоким коэффициентом полезного действия. Межотраслевая межрегиональная научно-техническая конференция "Перспектива развития атомных станций малой мощности в регионах, не имеющих централизованного электроснабжения". Москва, 11-12 ноября 2010 г.
2. Котов В.М., Витюк Г.А., Иркимбеков Р.А., Мухаметжарова Р.А. Сопряжение тяжеловодного газоохлаждаемого реактора с циклом Ренкина. // Алматы. International Conference "Nuclear and Radiation Physics", 20-23 September 2011.
3. Котов В. М. Возможности газоохлаждаемых реакторов с водным замедлителем / Котов В.М., Витюк Г.А., Сураев А.С // Вестник НЯЦ РК – 2012. – Вып. 4. – С. 20–27.
4. Котов В. М. Возможности газоохлаждаемых реакторов с водным замедлителем / Котов В.М., Витюк Г.А., Сураев А.С // Атомная энергия. – 2014.– Т.116. – Вып. 1.– С. 6-10.
5. IAEA's web-accessible database ARIS /Advanced Reactors Information System/ <https://aris.iaea.org/sites/GCR.html>.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЙ НА ОСНОВЕ ТОРИЯ В СЕРИЙНЫХ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000

Н.М. Федоров¹, М.Н. Аникин², И. И. Лебедев²

¹Нововоронежская атомная электростанция,

Россия, Воронежская область, г. Нововоронеж, промышленная зона Южная, 1, 396071

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: fronik666@gmail.com

Разведанные запасы тория в земной коре в несколько раз превышают запасы урана, что, потенциально, существенно увеличивает сырьевую базу ядерной энергетики в случае использования замкнутого ядерного топливного цикла.

Торий-232 является лучшим «сырьевым» изотопом по сравнению с ураном-238 для реакторов с тепловым спектром нейтронов. Кроме этого ториевый цикл предпочтителен при утилизации оружейного плутония поскольку не приводит к его воспроизводству как в случае использования U-Pu топливного цикла. Изотоп, к которому в ториевом цикле привлекается особенное внимание – это ²³²U. Период полураспада ²³²U составляет 69 лет. Среди его дочерних продуктов есть, например, ²⁰⁸Tl - изотоп с очень коротким временем жизни, испускающий жёсткие гамма-частицы (2,6 МэВ).

В ториевых реакторах будет обязательно наблюдаться протактиниевый эффект, аналогичный по механизму образования нептуниевого эффекту в быстрых реакторах с урановым или уран-плутониевым топливом, но более неприятный с точки зрения управления. В проектах ториевых реакторов должен учитываться подъём реактивности при длительных остановках вследствие распада ²³³Ra в делящийся изотоп ²³³U.

Расчетная модель представляет собой бесконечную по высоте элементарную ячейку водо-водяного реактора, состоящую из твэла и окружающего его водяного теплоносителя. Реальная шестигранная ячейка при расчете заменяется на эквивалентную цилиндрическую, площадь поперечного сечения которой равна площади реальной ячейки.

Полученные расчетные данные позволяют сделать вывод о том, что использование топливной композиции на основе урана и тория позволяет продлить время работы реактора между перегрузками топлива на 8,7%.

Но несмотря на то, что длина кампании при использовании топливных композиций с плутонием уменьшается, такие варианты топлива остаются перспективными в рамках программ по переработке имеющихся запасов плутония и ядерного нераспространения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Д. Е. Золотых, И. И. Лебедев, А. Г. Наймушин Изучение возможности использования тория в зоне воспроизводства проекта реактора БН-1200 [Электронный ресурс] / // VI Школа-конференция молодых атомщиков Сибири : сборник тезисов докладов, 14-16 октября 2015 г., г. Томск
2. И. В. Шаманин. и др. Баланс актиноидов в торий-плутониевом ядерном топливном цикле на базе серийного легководного реактора //Известия Томского политехнического университета [Известия ТПУ]. 2005. Т. 308, № 1. – 2005. – Т. 308. – №. 1. – С. 84-89.с

ЗАВИСИМОСТЬ КОЭФФИЦИЕНТА ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ ДИСПЕРСИОННОГО ТОПЛИВА ОТ ДОЛИ МАТРИЧНОГО МАТЕРИАЛА В ТОПЛИВЕ

А.В. Чуйкина

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: flipped2010@mail.ru

При использовании керамического топлива в твэле реактора возникают опасные термические напряжения, которые могут привести к опасным повреждениям. Это связано с низкой теплопроводностью диоксида урана, которая уменьшается под воздействием высокой температуры.

Решением этой проблемы может стать использование дисперсионного топлива. Дисперсионное топливо – это такой вид топлива, в котором частицы делящегося материала распределены по объему неделящегося материала (матрицы) [1]. Преимуществом дисперсионного топлива является высокая радиационная стойкость вследствие способности удерживать продукты деления в самом топливе [2].

Для расчета коэффициента теплопроводности при разных соотношениях топливо матрица была создана тепловая модель твэла реактора ВВЭР-1000. В качестве топлива было выбрано перспективное топливо с диоксидом урана и алюминидом никеля в качестве матрицы.

Зависимость отношения матрица-топливо и коэффициента размножения представлена в таблице 1. Так же там представлены полученные значения коэффициента теплопроводности и температура в центре таблетки для расчета градиента температур. Температура на краю таблетки равна 470 °С.

Таблица 1. Зависимость коэффициента теплопроводности от соотношения матрица-топливо

Доля топлива	Коэффициент теплопроводности, Вт/(м ² ·°С)	Температура в центре таблетки, °С	Градиент температур, °С/мм
0,5	40	533,82	15,95
0,6	33	546,11	19,03
0,7	26	566,36	24,09
0,8	19	602,08	33,02
0,9	11	689,03	54,76

В работе [3] было рассчитано, что градиент температур для керамического топлива равен 287,94 °С/мм.

При использовании спроектированного дисперсионного топлива уменьшается почти в 18 раз при доле топлива

0,5. При таких градиентах температур не возникают опасные термические напряжения. Переход от керамического ядерного топлива к дисперсионному в реакторе типа ВВЭР сказывается положительно. Это улучшает не только физические особенности эксплуатации ядерного топлива, но и повышает безопасность работы ядерного реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Самойлов А. Г., Волков В. С. Дисперсионные твэлы: в 2т. — М.: Атомиздат, 1982 г. — 448 с.
2. Физическое материаловедение: Учебник для вузов. В 6 т. Том 6. Часть 1. Конструкционные материалы ядерной техники / Под общей ред. Б.А. Калина. — М.: МИФИ, 2008. — 672 с.
3. Чуйкина А. В. Выбор материала матрицы для дисперсионного топлива в высокотемпературном реакторе // Образование, наука, инновации: вклад молодых исследователей: материалы X (XLII) Международной научной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, Кемерово, 21-24 Апреля 2015. - Кемерово: КемГУ, 2015 - С. 2769-2773

Секция 2

Инновационные
материалы и технологии
в ядерной и «зеленой»
энергетике

INFLUENCE OF ZR-1NB SURFACE STATES ON HYDROGEN SORPTION CHARACTERISTICS

M.N. Babihina

Scientific supervisor: Assistant, TPU, V.N. Kudiyarov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: m.babihina@mail.ru

Zirconium and its alloys are important elements of the nuclear power reactors core. In addition, zirconium has a low neutron capture cross section and good corrosion resistance [1]. However, zirconium parts of reactors are exposed to hydrogenation during operation and hydrogen embrittlement can be destructed. Metal surface is important factor for hydrogen penetration process. For example, surface modification [2] or barrier coatings deposition [3] can prevent hydrogen penetration. However, hydrogen sorption rate should be increased in some cases and coatings of nickel or palladium can be used for it. Nickel has high physical adsorption and chemical activity relative to hydrogen, as well as high permeability for hydrogen [4]. Temperature and hydrogen pressure considerably influence the hydrogen sorption rate. Thus, there is the problem of determining the effect of pre-treatment of the material and the method of hydrogenation parameters on the features of interaction of hydrogen with the alloys. Determination of activation energy of hydrogen sorption before and after coating deposition or surface modification will not only compare different methods of modification, but also provide additional information, which can be used for modeling of hydrogen sorption processes. The objective of this study is to develop methodology for calculating the energy of activation of hydrogen sorption in zirconium alloys with different surface states.

REFERENCE

1. Voevodin V. N. (2007). Issues of Atomic Science and Technology. –№. 2. pp. 10-22.
2. Boyko V. I., Valyaev A. N., Pogrebnyak A. D. (1999). Metal modification by high-power pulsed particle beams. Advances of Physical Sciences. V. 169. №. 11. pp.1243-1271.
3. Kozlov V. A., Mesnik M. O. (2011). Fundamentals of corrosion and protection of metals.
4. Bibienne T. et al. (2015). Synthesis, characterization and hydrogen sorption properties of a Body Centered Cubic 42Ti–21V–37Cr alloy doped with Zr 7 Ni 10. Journal of Alloys and Compounds. V. 620. pp. 101-108.
5. Glazunov G.P. and etc. (2009). Kinetics of hydrogen penetration in fuel element shells from Zr-1% Nb alloy. Issues of Atomic Science and Technology. №. 2. pp. 90-94.

LIGHTNING ENERGY: PRO ET CONTRA

Buchatskiy D.V., Brykov D.A.

Scientific adviser: E.Yu. Kosheleva, Associate Professor

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenina Avenue., 30, 634050

E-mail: tinnaa@list.ru

Lightning energy, basing on the capture and accumulation of lightning, is still in its infancy. The main problems of lightning energy are mobility of storm fronts and speed of atmospheric electrical discharges, impeding accumulation of energy.

Advantages of the atmospheric power are as follows:

- Land and ionospheric supercapacitor constantly recharges using renewable energy sources - solar and radioactive elements of the earth's crust;
- Atmospheric power plant doesn't release pollution into the environment;

- Equipment of weather station is not evident. Balloons are too high to see them with the naked eye. You will need a telescope or binoculars;

- Atmospheric power plant is able to produce energy continuously by maintaining the balls in the air.

Disadvantages of the atmospheric power are as follows:

- Atmospheric electricity is difficult to store. It must either be used immediately on site preparation or converted into any other form, such as hydrogen;

- Much discharge of land-ionospheric supercapacitor can upset the balance of the global electric circuit. In this case, the environmental consequences will be unpredictable;

- High voltage electric power in atmospheric systems can be dangerous for staff;

- Balloons are difficult to maintain and support at the desired height. In addition, they can pose a hazard to aviation;

- The total amount of power that can be obtained from the atmosphere is limited. At best, the atmospheric energy can only be a minor addition to other energy sources.

In 2006, the experts working with the satellite NASA “Mission measurement of tropical storms” published data on the number of storms in different regions of the planet. According to the study, it became known that there are areas where up to 70 lightning strikes per year per square kilometer occur.

Lightning is a very unreliable source of energy, because it is impossible to predict in advance when and where a storm will happen.

Another problem is the storm of energy that lightning takes fractions of a second and, as a consequence, it is necessary to store energy very quickly. This requires powerful and expensive capacitors. They may also be used with different vibrational system contours of the second and the third kind, where the load can be coordinated with the internal impedance of the generator.

Lightning is a complicated process divided into several varieties: negative – it is accumulated in the bottom of the cloud and the positive – it is collected in the upper part of clouds. It must also be taken into account when creating a lightning farm.

The company Alternative Energy Holdings Inc. on October 11, 2006 announced the successful development of a prototype model that could demonstrate the possibility of "capturing" lightning to further its transformation into electricity. Lightning is a clean energy, and its application will not only address the numerous environmental hazards, but will also significantly reduce the high cost of energy production. The company also reported that the plant would pay off this for 4-7 years, lightning farm would produce and sell electricity at a price of \$ 0.005 per kilowatt-hour, which is significantly cheaper energy production using contemporary sources.

REFERENCES

1. Cost of electricity by source. URL: https://en.wikipedia.org/wiki/Cost_of_electricity_by_source. (Accessed date: 23.03.2016)

CHANGES IN THE DEFECT STRUCTURE OF TITANIUM DURING HYDROGENATION

Yu. S. Bordulev, R. S. Laptev, V.V. Larionov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: lvv@tpu.ru

The hydrogenated samples of technical titanium have been investigated using the EPA method and the measurements of thermal electromotive force for these samples saturated with a different amount of hydrogen. The structure of the hydrogenated samples has been studied by means of the X-ray diffraction method. The different methods of measurements have shown that the hydrogenated titanium structure starts changing at the same time, depending on the amount of added hydrogen. The intensity of the annihilation process increases with the increase in the hydrogen concentration in α -titanium up to the values of 4% Wt and does not change up to the values of 5% Wt ($\alpha + \delta$) - titanium. At the same time, the value of thermal electromotive force decreases in this range of values. The annihilation intensity is stabilized for the values of 5% Wt, and the value of the thermal electromotive force is increased. The inflection point for thermal electromotive force versus the hydrogen concentration curve corresponds to the formation of δ - hydrides. The increase in the positron lifetime starts in the concentration range of 6-8% and moves to the stable level up to the concentrations of 21-22%. In this range, there is a transition from the ($\alpha + \beta$) to the ($\alpha + \delta$) phase. The lifetime of positrons and the number of defects are increased, the value of thermal electromotive force is reduced (up to the concentration of 24%), then there is a stabilization mode for all these parameters up to the values 32% Wt.

The samples of technical grade titanium $30 \times 30 \times 1$ mm in linear size were used for the study. The samples were saturated with gaseous hydrogen at a high pressure and temperature according to the Sieverts' method by using the automated complex «Gas Reaction Controller» (Advanced Materials Corporation). The hydrogen concentration was determined during the process of hydrogenation by using a gravimetric method. Spectra of PL in the samples were collected using the spectrometer described in detail in [1]. Time resolution of this spectrometer was 240 ps. Three spectra of $5 * 10^6$ events were collected for every sample. They were mathematically fitted by the sum of 1 gaussian and several exponential functions according to the two-state trapping model by LT10 software. After background and source contribution subtraction, the decomposition of the spectra was carried out by two exponential components. Each component can be characterized by the positron lifetime (τ) and intensity (I) values.

The results have shown that hydrogen in titanium influences the value of thermal electromotive force. The distinctive inflection point found for thermal electromotive force versus the hydrogen concentration allows the concentration of hydrogen in titanium to be quickly determined, when there is a rearrangement of titanium alloy structure. These results are in good agreement with the results of the EPA analysis. The transition from one structure to another one is shown to be observed even at concentrations of hydrogen in the titanium of about 0.5% by weight. By comparing the structural phase state of the titanium alloy, such as Ti H₂: 4.04 wt% Ti H: 2.02 wt% Ti H_{0.5}: 1.01 wt%, there is a possibility to control the combination of titanium with hydrogen according to the measurements of thermal electromotive force using the thermal electromotive force dependence versus the concentration of hydrogen in titanium.

THE STUDY OF VARIOUS FORMS OF ENERGY (FUEL)

A.N. Ivanenko

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: yorkinastya@gmail.com

The production and consumption of different types of energy is a necessary tool for human existence and development. Energy is an important component of the state economic potential and people welfare, and also has a strong impact on the environment, ecosystem and biosphere. On the one hand, having penetrated into the production activity, electrical power and heat power have become so common, that the man can not imagine his existence without them and uses infinite resources. On the other another hand, the man focuses more attention on the economic aspect of energy and needs eco-friendly energy production. The second half of the twentieth century faced another global problem – environmental pollution with combustion products of organic fuel. This problem has the following feature: all currently used sources of energy are exhaustible. That is, in one or two centuries such intensive rates of using coal, oil and gas will lead the population of the Earth to energy crises.[1] Therefore, now the scientists from all over the world face the problem of finding and developing new alternative sources of energy. The paper studies different types of the fuel and the problems of their further development; as well as the possibility of solving these problems by finding new types of fuel, which can be called wasteless and inexhaustible.

Nuclear power is based on the reaction of nuclear fission to generate heat and electricity including a lot of industrial processes, which together form a fuel cycle. Electric engineering includes mining and processing of various types of fuel, leading branches of which are petroleum engineering, gas and coal industries. The development of industrial society is due to the ever-growing level of production and consumption of different types of energy. The scale of production and consumption of energy resources for the production of the required amount of energy is enormous and the amount of national resource is declining rapidly. Alternative energy is based on the use of renewable energy sources, such as solar and wind power.

At present time, with an enormous size of population, the production and use of energy has become rather dangerous. Along with different ecological consequences accompanied with air and water pollution, soil erosion, there is a danger of changing the world climate as a result of the greenhouse effect. Nowadays, about half of the world's energy balance accounts for share of oil, about one third accounts for share of gas and atom, and about of one third accounts for share of coal [2]. And only small percentage accounts for other sources of energy. Obviously, the mankind can't do without heat and nuclear power plants, but alternative sources of energy should be implemented to soften the inevitable transition from traditional power engineering to alternative one.

REFERENCES:

1. Abrams P. (1999). Development prospects of the electric power. Moscow. p. 350
2. Akatov. A.A, Koryakovskiy Y.S. (2012.) The future of nuclear energy. Fusion reactors. Moscow: Centre of social and environmental initiatives of the nuclear industry. p. 20
3. Egorov Y.A. (1982) Fundamentals of radiation safety of nuclear power plants. Moscow. p. 272
4. Kozlov A.L. (1981) Fossil fuel power plants. Moscow. p.339

JAPAN AS A SUPERPOWER IN THE FIELD OF GREEN ENERGY

K.A. Khalikova, V.I. Mishina

Scientific adviser: E.Yu. Kosheleva, Associate Professor

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenina Avenue., 30, 634050

E-mail: tinnaa@list.ru

Renewable energy is the fastest growing sector of the world energy market. Japan is giving priority to renewable energy in its energy policy.

Thanks to the developed and efficient environmental legislation adopted by Tokyo and special careful attitudes of the Japanese to nature, we can assert that Japan occupies the leading position among the candidates for the title of "green country superpower".

Since the beginning of the twenty-first century, the Japanese Government has promoted the environment-oriented approach in the foreign policy attaching particular importance to high-tech "green development", which at the same time is the main component of economic initiatives.

The Japan focus on the development of renewable energy sources is designated as a priority in all major documents of the Government relating to the energy sector development. In 2009, the Prime Minister of Japan Taro Aso declared that the part of the renewable energy in the energy consumption mix of the country is to rise up to 20% by the 2020.

Since the beginning of 2012 such large investors of Japan, as Softbank, Goldman Sachs Group, Equis Fund Group, Mitsui, Marubeni, Toshiba, Kyocera and Suzuki Motor Corporation have become more active in the market of "green technology" and created in Japan a strong base for the development of renewable energy.

Alternative energy gets serious support not only from corporations, but also from ordinary consumers in Japan. More and more citizens and farmers are switching to renewable energy using solar panels of small capacity (up to 10 kW/peak) in their homes.

Thus, the usage of alternative 'green energy' is rising in Japan every year making it "superpower" in the field of alternative energy in the world.

REFERENCES

1. Danilova V.I. (2015). The history of the Japanese concept of environmental security. Vestnik MGIMO-University, №3 (42). pp.51-59.

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ ТВЕРДОЙ ФАЗЫ В ПРОДУКТАХ КИСЛОТНОГО РАСТВОРЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Е.В. Апалькова^{1,2}, А.Ю. Жабин², С.И. Смирнов², Г.А. Апальков^{1,2}

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

²ФЯО ФГУП «Горно-химический комбинат»,

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина 53, 662978

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

Актуальной задачей в ходе оценки эффективности процессов осветления продуктов кислотного вскрытия отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с целью организации устойчивого потока питания в ходе

последующей экстракционной переработки ОЯТ является точное определение содержания (концентрации) твердой фазы в продуктах растворения реального топлива. Задача осложняется высокой активностью реального ОЯТ. Применение неразбавленных продуктов переработки ОЯТ невозможно исходя из требований производственной безопасности и предела рабочей способности аналитической техники. Использование сильноразбавленных растворов в большинстве своем несет не сопоставимые с дальнейшими исследованиями погрешности измерений.

Разработанная методика определения количества твердой фазы в продуктах кислотного растворения ОЯТ основана на соотнесении экспериментально полученных значений мутности исходного раствора с предварительно построенным калибровочным графиком зависимости известного содержания твердой фазы от мутности раствора. Отработку предложенной методики проводили в ходе переработки волоксидированного ОЯТ ВВЭР-1000 в условиях дистанционно-обслуживаемых защитных камер. Производили фасовку продукта кислотного растворения ОЯТ «на подушку» раствора-разбавителя в количестве 1:10, имеющего ту же концентрацию урана и азотной кислоты, что и исходный продукт. Плотность измеряли пикнометрическим способом с точностью 0,001 г. Мутность полученного разбавленного раствора после перемешивания ультразвуковым диспергатором УЗД-0,063/22 измеряли на турбидиметре НАСН 2100AN IS. Суммарная продолжительность операций разбавления и измерения мутности при этом не превышала 35 минут. При построении калибровочных графиков использовали растворы продукта кислотного растворения ОЯТ, прошедшие операцию отделения грубых взвесей через фильтрующую перегородку «синяя лента». В исходном растворе, взятом для разбавления, определяли количество твердой фазы, взвешивая пробирку с отделенным (на центрифуге Z36НК с фактором разделения 32600), промытым и высушенным осадком. Определенное таким образом содержание твердой фазы во взятом продукте использовали для расчета концентрации твердой фазы в разбавленных растворах. В качестве разбавителя использовали раствор с той же концентрацией урана и кислоты, что и в исходном продукте. Перемешивание разбавленных растворов производили посредством УЗ-диспергирования в интервале 5-15 мин. Расчетную концентрацию твердой фазы в разбавленных растворах подтверждали путем определения массы отделенного осадка из известного объема пробы. Тожественность значений «истинной» мутности исходного раствора и значений «расчетной» мутности, полученных путем пересчета по калибровочному графику, подтверждена отдельными экспериментами измерения мутности неразбавленных растворов. Расчетные значения содержания твердой фазы, полученные по калибровочным графикам, также были подтверждены в отдельных экспериментах по количеству отделенной твердой фазы на центрифуге MICRO 220R с фактором разделения 31514 в защитных камерах. Разработанный способ позволяет определять содержание твердой фазы в осветленных продуктах кислотного растворения ОЯТ с погрешностью 10-14 %.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВЯЗИ МЕЖДУ РАБОТОСПОСОБНОСТЬЮ ТВЕРДОСПЛАВНЫХ РЕЖУЩИХ ИНСТРУМЕНТОВ И ФРАКТАЛЬНОЙ РАЗМЕРНОСТЬЮ ИХ ИЗНОСА

В.П. Нестеренко, К.П. Арефьев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: kpa@tpu.ru

Для изготовления деталей и узлов ядерных реакторов применяются как правило стали аустенитного

класса, подвергающиеся обработке твердосплавными группы применимости к режущими инструментами. Высокая работоспособность данных инструментов может обеспечивать высокие стандарты качества создаваемой продукции и безопасность её функционирования. Вследствие этого прогнозирование износостойкости режущих инструментов при их использовании имеет важное значение.

Структура твердых сплавов группы применимости К при их изготовлении и эксплуатации подвергается насыщению различными газовыми элементами окружающей атмосферы. Интенсивность процессов взаимодействия компонентов твердого сплава с атомами и молекулами газовой среды определяется технологией их приготовления, наличием в их составе примесей, режимами процесса спекания композита в целом и условиями их эксплуатации. Наряду с металлической связью между атомами в структуре компонентов твердого сплава формируется ковалентная, ионная и водородная связи. Вследствие этого разрушение контактирующей с обрабатываемым материалом твердосплавной поверхности, за счет интенсивного межмолекулярного взаимодействия, вызываемого адгезионными процессами, будет существенно неоднородным. В зоне износа твердосплавного материала, как правило, присутствуют признаки хрупкого, вязкого и смешанного видов разрушения, возникающего вследствие отделения элементарных фрагментов карбидной и кобальтовой фаз. Преимущественный характер того или иного вида разрушения предполагает формирование некоторой особенности микрорельефа износа и его фрактальную размерность. Предварительная радиационная обработка твердосплавных режущих пластин гамма – квантами оказывает влияние на процессы взаимодействия компонентов твердого сплава с газовыми элементами, проявляющееся в итоге, преимущественно при высоких температурах, и предопределяет некоторое изменение характера разрушения поверхности и образование микрорельефа с фрактальностью несколько иной величины по сравнению с контрольными образцами.

В работе представлены результаты исследования связи между износостойкостью твердосплавных режущих инструментов группы применимости К и фрактальной размерностью поверхности износа, формирующейся на задней грани режущего клина при обработке материалов, проявляющих высокую адгезионную активность. Установлено, что износостойкость режущих инструментов у подвергнутой испытанию партии образцов возрастает с увеличением, фрактальной размерности формирующейся поверхности их износа.

АНАЛИЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БОРИДА ВОЛЬФРАМА В КАЧЕСТВЕ ЗАЩИТНОГО МАТЕРИАЛА ДЛЯ УЛУЧШЕНИЯ КОНТЕЙНЕРОВ ДЛЯ ТРАНСПОРТИРОВКИ РАО

А.Ю. Бородай, Н.М. Клюкин, Е.В. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ayb1@tpu.ru

Ежегодное увеличение объемов РАО, а также ужесточение законодательства в области обращения с РАО делают актуальной задачу модернизации контейнеров для транспортировки РАО.

Борид вольфрама является перспективным материалом для улучшения контейнеров для РАО. Бор является сильным поглотителем нейтронов, в то время как вольфрам, являясь тяжёлым элементом, отлично останавливает другие виды радиационного излучения.

Расчёты эффективности добавления борида вольфрама проводились инженерными методами в одномерном приближении. В качестве основы использован Контейнер $V = 0,16 \text{ м}^3$ ООО «Атомпромресурсы», который для расчётов усиливается дополнительным внутренним слоем борида вольфрама толщиной в 20 мм. Добавление внутреннего дополнительного защитного слоя является наиболее оптимальным решением для задачи модернизации контейнеров, т.к. данная модернизация незначительно меняет технологию создания, в то же время совершенно не требуются изменения технологии обращения и эксплуатации контейнеров.

В данной работе рассчитывалось ослабление потоков гамма-квантов.

Все потоки нормированы на 100% от входящего потока. $\Phi_{\text{Баз}}$ – поток частиц после прохождения стенки контейнера без модификации, $\Phi_{\text{Мод}}$ - поток частиц после прохождения стенки модифицированного контейнера.

На таблице 1 предоставлены данные по прохождению гамма-частиц через стенку контейнера.

Таблица 1. Расчёт защиты от гамма-излучения

E_{γ} , МэВ	0,50	1,00	1,25	1,50	2,00	10,00
$\Phi_{\text{Баз}}$	0,14	4,36	7,18	9,49	12,58	12,69
$\Phi_{\text{Мод}}$	1,5E-04	0,09	0,24	0,44	0,86	1,64

Усиление защиты снизило поток самых высокоэнергетических гамма-частиц более чем в 7 раз. Для гамма-частиц с энергией менее 1 МэВ добавление защиты снижает поток более чем на 2 порядка.

Полученные данные показывают, что добавление дополнительного защитного слоя внесло весомый вклад в усиление защиты контейнера. Чем ниже энергия проникающих частиц, тем эффективнее показывает себя дополнительная защита.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. А.Ю. Бородай, П.В. Таракаенко, С.В. Беденко Использование СВС технологии для улучшения характеристик современных контейнеров для транспортировки и хранения РАО // Энергетика, электромеханика и энергоэффективные технологии глазами молодежи: материалы III российской молодежной научной школы-конференции — Томск, 2015. С. 173–175.
2. Контейнеры для радиоактивных отходов от низкого до высоких уровней активности/ А.С. Баринов, А.С. Волков, С.М. Лащёнов, В.Т. Сорокин. – М.: Логос, 2012. – С. 22–25.

ИЗМЕНЕНИЕ МОРФОЛОГИЧЕСКИХ СВОЙСТВ СИСТЕМЫ ОКСИД ЛАНТАНА (III), ОКСИД ТИТАНА (IV), БОР ПОД ДЕЙСТВИЕМ МЕХАНИЧЕСКОЙ АКТИВАЦИИ

В. В. Закусилов, М. С. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

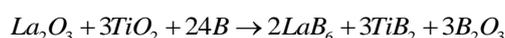
E-mail: vvzakusilov@tpu.ru

К современным промышленным установкам предъявляются жёсткие эксплуатационные требования. Не является исключением и ускорительная техника, основным элементом, которой является катод. В большинстве случаев стабильность работы катода определяется выбором материала и в значительно меньшей степени – системой его питания и управления. При выборе материала катода необходимо отталкиваться от свойств необходимых эффективному эмиттеру электронов: низкая работа выхода, высокие температуры плавления и кипения, а также высокие значения плотности тока эмиссии. Материалом с подходящими свойствами является гексаборид лантана [1].

Современные методы получения катода из порошков гексаборида лантана реализуются с помощью технологически сложного оборудования, включающего множество стадий подготовки исходных компонентов, а также являются энергетически затратными. Альтернативным способом получения катода из гексаборида лантана является самораспространяющийся высокотемпературный синтез (СВС), способный обеспечить чистоту продукта необходимую для стабильной работы катода. Синтез происходит при высоких температурах и больших скоростях реакции, поэтому для получения готового продукта с заданными свойствами необходимо обеспечить подготовку исходных компонентов шихты [2].

Одним из возможных способов воздействия на исходные реагенты является процесс механической активации, в котором образуются вещества с большей химической активностью вследствие предварительной механической обработки. Под действием механоактивации улучшается реакционная способность шихты, снижается температура иницирования синтеза, улучшаются механические свойства реагентов, и уменьшается размер частиц.

Эксперимент проводился со смесью химически чистых порошков оксида лантана (III), оксида титана (IV) и бора. Реагенты были смешаны исходя из стехиометрических коэффициентов для прохождения реакции:



Полученная смесь порошков была подвергнута механической активации для определения зависимости среднего размера частиц от частоты и времени механической активации. В результате исследования удалось определить параметры механической активации, при которых образуются частицы с наименьшим средним размером, необходимым для протекания равномерной волны горения с образованием цельного конечного продукта на основе гексаборида лантан.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кресанов В. С., Малахов Н. П., Морозов В. В. Высокоэффективный эмиттер электронов на основе гексаборида лантана. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 152 с.
2. Исаченко Д. С., Кузнецов М. С., Семенов А. О. Механоактивационные процессы как способ управления синтезом боросодержащих материалов на основе гексаборида лантана // Известия высших учебных заведений, 2013. №4-2. – С. 151 – 154.

ОТМЫВКА ТИТАНОВОГО ПОРОШКА ОТ ФТОРИДНЫХ СОЛЕЙ ЭЛЕКТРОЛИТИЧЕСКОГО КАТОДНОГО ОСАДКА

В.А. Карелин, А.Н. Страшко, А.В. Сазонов, А.В. Дубровин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: yakarelin@tpu.ru

В результате электролитического выделения порошкообразного титана из расплава фторидных солей образуется катодный осадок, содержащий титановый порошок и фторидные соли электролита. Для того, чтобы получить чистый титановый порошок, его необходимо отмыть от примесей: фторидных солей электролита (FLiNaK) – LiF, KF, NaF; комплексных титансодержащих солей (образующихся при поглощении TiF₄); микропримесей, вносимых за счет исходного титансодержащего сырья и солей фторидного электролита, а также за счет коррозии материала оборудования.

Для этого необходимо найти и апробировать эффективный способ отмывки титанового осадка, полученного путем электролиза из фторидных расплавов и разработать последовательность операций его

осуществления в промышленных условиях. Апробированы два способа: кислотный и безводный. Образцы отмытого порошка электролитического титана после «кислотной» отмычки анализировали на содержание примесей, содержание которых значительно меньше, чем в титановой губке, синтезированной методом Кролла. Электролитический порошок титана, в котором содержание примесей было минимальным, получен при использовании катодов из титана марки ТГ-90. Причина этого состоит в том, что при использовании катодов из титана исключена возможность механического загрязнения синтезированного титанового порошка пленками из материала катода.

Для «кислотной» отмычки необходимы значительные количества реагентов, которые невозможно регенерировать и вернуть в процесс отмычки. Поэтому для проведения отмычки в промышленных условиях необходим принципиально новый метод, позволяющий провести регенерацию используемого реагента и минимизировать количество отходов и снизить себестоимость титанового порошка. Катодный осадок после проведения электролиза состоит из фторидных солей электролита (FLiNaK) в смеси с титановым порошком. Поэтому наилучшим растворителем этих солей является безводный HF. На основе полученных данных предложена технология отмычки титанового порошка из катодного осадка с использованием безводного HF, которая практически полностью исключает выбросы твердых, жидких и газообразных химически вредных веществ в окружающую среду, является практически безреагентной, имеет низкую себестоимость переработки дешевого исходного сырья.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Карелин В.А., Микуцкая Е.Н. Исследование процесса фторирования рутилового концентрата // Цветные металлы. – 2012. – №.1.– С. 38–42.
2. Карелин В.А., Микуцкая Е.Н., Дубровин А.В. Синтез высокочистых титановых порошков электролитическим методом из фторидных расплавов // Цветные металлы. – 2012. – № 7. – С. 68–72.
3. Коровин С.С., Букин В.И., Федоров П.И. и др. Редкие и рассеянные элементы. Химия и технология. Т. 2. – М.: МИСИС, 1998. – 461 с.

ВЛИЯНИЕ РАЗБАВЛЕНИЯ ШИХТЫ ИНЕРТНОЙ ДОБАВКОЙ НА ПАРАМЕТРЫ СИНТЕЗА И ФАЗОВЫЙ СОСТАВ ПРОДУКТА

Д.Д. Касаткин, С.С. Чурсин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ddk5@tpu.ru

Существуют несколько способов влиять на самораспространяющийся высокотемпературный синтез. Причем, в зависимости от способа будут наблюдаться различные эффекты. В данной работе рассматривается синтез NiAl и какое влияние на синтез и продукты синтеза вызовет разбавление шихты инертной добавкой.

Готовый продукт NiAl добавлялся в смесь исходных компонентов, состоящей из порошка никеля ПНК-1Л8 и алюминиевой пудры ПАП-2. При проведении были построены термограммы образцов с разбавлением от 30% до 70%. Также был проведен рентгенофазовый анализ полученных образцов.

Синтез Ni-Al протекает с высоким энерговыделением. Примесные газы, попавшие в систему при смешивании реагентов, во время реакции покидают образец, тем самым нарушают целостность получаемой таблетки, но при добавлении готового NiAl наблюдается уменьшение выделения энергии, синтез протекает более ровно. Таблетка сохраняет свою первоначальную форму.

Температура синтеза может влиять на конечные фазы, так как при разной температуре получаются разные фазы соединения Ni с Al. Например, Ni₃Al образуется при 1245 °С, а NiAl при 1650 °С [1]. Из зависимости максимальной температуры синтеза от разбавления видно, что при большем разбавлении температура синтеза уменьшается. Соответственно, могут измениться фазы конечного продукта.

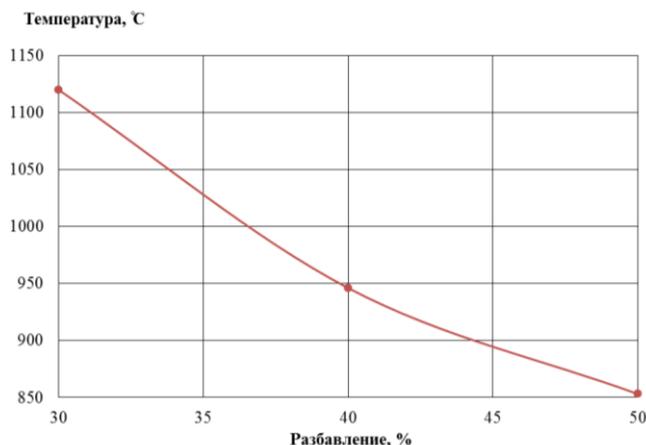


Рисунок 1. Зависимость максимальной температуры синтеза от разбавления

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Подергин В.А., Неронов В.А., Яровой В.Д., Маланов М.Д. Синтез алюминидов некоторых переходных металлов // Процессы горения в химической технологии и металлургии. – Черноголовка, 1975.

СРАВНИТЕЛЬНАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ УРАНОВОГО СЫРЬЯ ДЛЯ КОНВЕРСИИ

С.А. Котов, А.И. Рудников, К.А. Ледовских, И.А. Степанов

Акционерное общество «Сибирский химический комбинат»,

Томская область, г. Северск, ул. Курчатова, 1

e-mail: ledovskikh@sxk.ru

Мировое промышленное получение гексафторида урана для атомной энергетики осуществляется двумя основными способами: фторированием тетрафторида урана, фторированием оксидов урана (преимущественно на АО «СХК»).

На АО «СХК» в качестве основного реактора фторирования применяется пламенный реактор, для аппаратов доулавливания – аппараты комбинированного типа. Аппаратурное оформление накладывает требования к физико-механическим характеристикам исходного сырья. В связи с расширением номенклатуры перерабатываемого сырья, возникает потребность в изучении свойств порошковых урановых продуктов в зависимости от способа их получения.

Проведены сравнительные исследования физико-механических свойств тетрафторида урана производства АО «ЧМЗ», оксидов урана производства АО «УМЗ», оксидов урана производства АО «СХК» методом химической и термической денитрации.

Оксиды урана производства АО «УМЗ» (рис. 1) представляют собой порошки с размером частиц 1-12 мкм, которые объединены в крупные агрегаты с размером до 1,7 мм, причем агрегаты составляют до 85 % от фракционного состава. По данным замеров размеров частиц на лазерном дифрактометре «Microtrac S3500»

порошки имеют полимодальное распределение большой ширины с медианой 434-440 мкм и стандартным отклонением 454-622 мкм. Оксиды урана производства АО «СХК» (рис. 2) имеют одномодальное распределение малой ширины (с медианой 20,12 мкм и стандартным отклонением 8,62 мкм) с размером частиц 4-37 мкм. Для тетрафторида урана производства АО «УМЗ» характерно одномодальное распределение частиц малой ширины (с медианой 16,0 мкм и стандартным отклонением 9,66 мкм) с размером частиц 0,9 мкм.

На основании полученных результатов сформированы требования к физико-механическим характеристикам порошков различной морфологии для приемлемости к получению гексафторида урана прямым фторированием на АО «СХК».

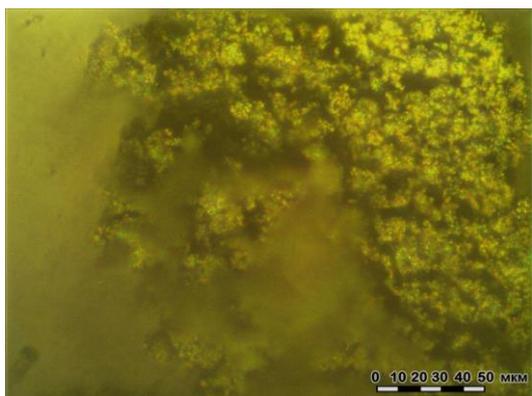


Рисунок 1. Микрофотография порошка оксидов урана производства АО «УМЗ»

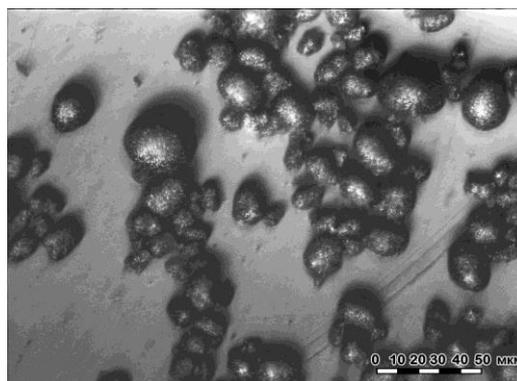


Рисунок 2. Микрофотография порошка оксидов урана производства АО «СХК»

ВКЛЮЧЕНИЕ НИКЕЛИЕВОЙ ДОБАВКИ В ПЕРОВСКИТНУЮ МАТРИЦУ НА ОСНОВЕ АЛЮМИНИЯ

В.С. Кузьмин, Д.В. Посохов, И.О. Луцик

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: vsk23@tpu.ru

Проблема обращения с радиоактивными отходами является одной из наиболее важных в ядерной отрасли. Для обеспечения их безопасного хранения используются различные технологии иммобилизации радиоактивными отходами в новые стабильные матричные материалы, одной из перспективной технологии иммобилизации РАО является использование матричных материалов на основе цирконолита, перовскита и т.д. полученного в режиме СВС [1], [2].

В данной работе рассмотрен синтез матричного материала на основе перовскита с добавлением Ni в исходную шихту компонентов. Наличие добавки должно существенно увеличить выход реакции синтеза и сместить фазообразование в сторону получения перовскита.

На рисунке 1 представлена рентгенограмма образца с молекулярным соотношением реагентов Ni/Al/Nd₂O₃ 1,2/1/0,5. Анализ образца показал увеличение количества фазы перовскита NdAlO₃ по сравнению с синтезом без никелевой добавки, а именно 37,9 % масс.

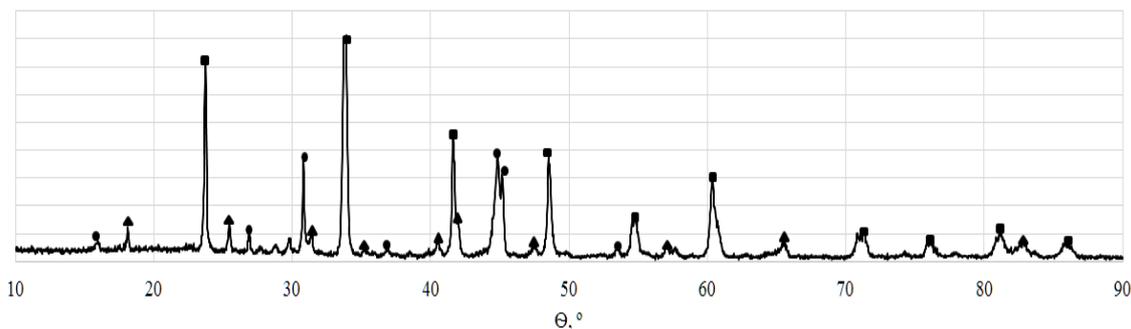


Рисунок 1. Рентгенограмма образца

где ■ – NdAlO_3 – 37,9 %, ▲ – Ni_2Al_3 – 54,5 %, ● – NiAl_3 – 7,6 %

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. М. Скачек, Обращение с отработавшим топливом и радиоактивными отходами АЭС, Издательство: МЭИ, 488 с.
2. Петров Г. А.; под ред. Мержанова А. Г. Инновационные энергосберегающие технологии переработки радиоактивных отходов. – М.: Книжный мир, 2012. – С. 122 – 123.

ОСОБЕННОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ СТРУКТУРНО-ФАЗОВОГО СОСТОЯНИЯ ПОВЕРХНОСТИ ПОКРЫТИЙ TiCrN, TiMoN НА СТАЛИ ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ НИЗКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИМИ АЛЬФА-ЧАСТИЦАМИ

А.Т. Парпиев¹, В.Д. Клопотов¹, С.Б. Кислицин², А.И. Потекаев^{3,4}, В.В. Углов⁵, А.А. Клопотов⁶

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

²Институт ядерной физики,

Республика Казахстан, г. Алматы, ул. Ибрагимова, 1, 050032

³Национальный исследовательский Томский государственный университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 36, 634050

⁴Сибирский физико-технический институт им. В.Д. Кузнецова

Россия, г.Томск, Пл. Новособорная, 1, 634050

⁵Белорусский государственный университет,

Республика Беларусь, г. Минск, ул. Ленинградская 14, 220050,

⁶Томский государственный архитектурно-строительный университет,

Россия, г.Томск, пл.Соляная, 2, 634003

Проблема создания материалов с покрытиями, обладающими высокими физико-механическими свойствами и служащими для защиты основного материала от радиационного, теплового и других воздействий, является актуальной при решении вопросов, связанных с обеспечением надежности и повышением долговечности ответственных изделий атомной техники. В настоящее время для защиты конструкционных сталей высокотемпературных реакторов от радиационного, теплового и других воздействий и повышения их сопротивления к радиационному охрупчиванию используются покрытия на основе керамики [1]. Радиационное распухание в процессе эксплуатации может привести к потере вязкопрочного состояния стали при аварийных ситуациях, поэтому при прогнозировании работоспособности материалов необходимо учитывать изменение их свойств за время эксплуатации. Считается, что высокими физико-механическими свойствами обладают

многокомпонентные композиционные покрытия на основе твердых растворов нитридов нескольких переходных металлов, например, таких как TiCrN, TiZrN, TiMoN и других [2].

В данной работе представлены результаты исследований изменения структурно-фазового состава и морфологии поверхности покрытий TiCrN и TiMoN, вызванные облучением альфа-частицами, моделирующими накопление трансмутантного гелия в конструкционных материалах ядерных реакторов.

Покрытия TiCrN толщиной 50,...,300 нм формировались на подложках из углеродистой стали методом вакуумно-дугового осаждения; покрытия TiMoN толщиной ~ 2 мкм наносились на подложки из стали 12Х18Н10Т.

Проводили облучение образцов стали 12Х18Н10Т и образцов с покрытиями TiCrN и TiMoN на ускорителе тяжелых ионов ДЦ-60 низкоэнергетическими ионами $^4\text{He}^{+2}$ (40 кэВ) до флюенса 1.0×10^{17} ион/см², при этом температура облучения не превышала 150 °С.

Покрытия TiCrN и TiMoN на стали после облучения низкоэнергетическими альфа-частицами были исследованы при помощи рентгеноструктурных и электронно-микроскопических методов. В таблице приведены структурные данные обнаруженных на поверхности покрытий нитридов.

Установлено, что структура облученных покрытий не претерпевает существенных изменений, а покрытия в значительной степени подавляют блистеринг поверхности, ярко выраженный в облученной стали 12Х18Н10Т.

Таблица 1. Структурно-фазовый состав покрытия TiCrN после облучения низкоэнергетическими альфа-частицами

Соединение	Параметр решетки a , нм	Ссылка
CrN	0,4138	[3]
TiN	0,42073 – 0,42398	[3]
(Ti,Cr)N _{1-x}	0,4192	Данная статья

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Murty K.L., Charit I. // J. Nucl. Mater. 2008. V. 383. P. 189-195.
2. Uglov V.V., Anischik V.M., Zlotski S.V., Abadias G., Dub S.N. // Surface & Coatings Technologies. 2005. V. 200. P. 178 – 181
3. Корнилов И.И. Металлиды и взаимодействие между ними. М: Наука. 1964. 180 с.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОЙ ЗАВИСИМОСТИ ТЕПЛОЁМКОСТИ СИСТЕМЫ Nd_2AlO_3 НА ОСНОВЕ КВАНТОВОЙ МОДЕЛИ ДЕБАЯ

А.А. Пермикин, А.Е. Овсенёв, А.О. Семенов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aap71@tpu.ru

Адиабатическая температура горения является основным критерием осуществимости процесса СВС. Её определение ставит задачу расчёта зависимости теплоёмкости от температуры в области высоких температур. Традиционные методы расчета температурной зависимости теплоемкости с использованием полиномиальной аппроксимации справедливы в области низких температур. В случае же рассмотрения процессов СВС возникает существенная погрешность, так как синтез протекает при температурах гораздо выше 1000 К, кроме того такой подход не учитывает связь теплоёмкости с параметрами состояния образцов.

Расчёт зависимости теплоёмкости для системы Nd_2AlO_3 осуществлялся с помощью квантовой модели Дебая, которая лишена недостатков традиционных способов расчета[1]. Согласно данной модели теплоёмкость можно определить по следующему соотношению:

$$C_v(T) = 9Nnk \left(\frac{T}{\theta}\right)^3 \int_0^{\frac{T}{\theta}} \frac{x^4 * e^x}{(e^x - 1)^2} dx,$$

где $\theta = \frac{hc_0}{k} * \left(\frac{9N}{4\pi V}\right)^{\frac{1}{3}}$ – температура Дебая h – постоянная Планка; k – постоянная Больцмана; N – концентрация молекул вещества; n – число атомов, содержащихся в N молекул; V – объем, занимаемый веществом; C_0 – скорость звука в рассматриваемом веществе; T – текущая температура вещества.

Расчет интеграл осуществлялся численным методом. На рисунке 1 представлены расчётная и экспериментальная зависимость теплоёмкости от температуры для системы Nd_2AlO_3 [2]. Как видно из зависимостей максимальное отклонение теплоемкости, рассчитанной по теории Дебая и экспериментальными значениями в области температур до 900 К, составляет до 10%, таким образом, рассчитанная зависимость может быть использована и для более высокотемпературных процессов.

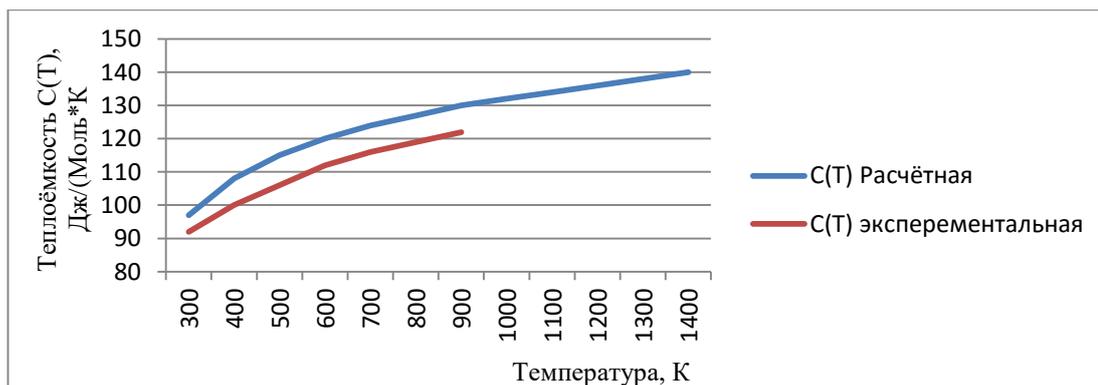


Рисунок 1. Зависимость теплоёмкости от температуры для Nd_2AlO_3

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1 Демянюк Д.Г., Долматов О.Ю. Направленный синтез и использование нетрадиционных катодных материалов // Известия ВУЗов. Физика, 2000, Т. 43, №5. С.134-141.
- 2 A. R. Koran, M. P. Gorbachuk, S. M. Lakiza, Ya. S. Tishchenko, and S. M. Kirienko ENTHALPY OF $SmAlO_3$ IN THE RANGE 472–2252 K // Powder Metallurgy and Metal Ceramics, Vol. 52, p.329-335.

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ ФТОРОПЛАСТА ПО ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИМ ХАРАКТЕРИСТИКАМ

Н.М. Ключин, Е.В. Кузнецов, В.К. Соболев, А.Ю. Бородай, П.В. Таракаенко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: Hilles211@mail.ru

К числу основных элементов, обеспечивающих надежность и безопасность эксплуатации ЯЭУ, относятся кабельные изделия, в первую очередь провода и кабели, входящие в систему управления и защиты ядерного реактора, а также кабели, питающие электроэнергией основные технические агрегаты. Все электрические цепи, находящиеся в «чистой» зоне, то есть находящиеся вдали от реактора за радиационной защитой, обычно выполняют из проводов и кабелей общего назначения. Однако в «грязной» зоне, то есть в

непосредственной близости к реактору и элементам первого контура, применение таких кабельных изделий невозможно [1,2]. В результате возникает необходимость разрабатывать специальные кабельные изделия из радиационно-стойких материалов, которые обеспечат возможность длительной эксплуатации в весьма сложных и специфичных условиях. Одним из таких материалов является фторопласт 4 МБ К, разработанный в научно-производственном объединении ОАО «Пластполимер».

Полимерные материалы широко применяются в различных отраслях техники, в том числе атомной и космической, где на них воздействует ионизирующие излучения высоких энергии. Изучение влияния специфики этого излучения на свойства полимеров представляет определенный научно-практический интерес, и является целью настоящего исследования.

В работе проведена оценка радиационной стойкости фторопласта-4 МБ К, исследованы физико-механические и диэлектрические характеристики при различных дозовых нагрузках. Результаты исследований показали, что 4 МБ К обладает отличными физико-механическими и диэлектрическими характеристиками, которые даже при максимальной дозе в $5 \cdot 10^5$ Гр изменяются в пределах $\pm 2\sigma$.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Провода и кабели с фторопластовой изоляцией/ Д. Н. Дикерман, В. С. Кунегин. – Москва: Энергоатомиздат, 1992. – 142 с.
2. Действие ядерных излучений на материалы/ – Москва: Издательство академии наук СССР, 1982. – 384 с.

ВЛИЯНИЕ СРЕДЫ СВ-СИНТЕЗА НА ФАЗОВЫЙ СОСТАВ ГОТОВОГО ПРОДУКТА НА ОСНОВЕ ЦИРКОНИЯ И АЛЮМИНИЯ

Д.К. Колядко, С.С. Чурсин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: dkk5@tpu.ru

В настоящее время интерметаллические соединения получают традиционными методами порошковой металлургии – спеканием. Эта технология требует больших ресурсных и энергетических затрат, вследствие чего довольно дорога, так как спекание проходит при высоких температурах и длится порядка нескольких часов [1]. Однако существует альтернативная технология, основанная на твердопламенном горении – самораспространяющийся высокотемпературный синтез (СВС). Суть этого физико-химического метода состоит в том, что компоненты шихты способны вступать в экзотермическую реакцию. Зона химических превращений распространяется в автоволновом режиме – при локальном нагреве одной области шихты до температуры инициации синтеза начнется экзотермическая реакция в этой области, энергия, получаемая в ходе реакции, будет расходоваться на инициирование реакции синтеза в не нагретых слоях, следовательно, не нужно постоянно потреблять энергию для поддержания синтеза [2]. Фронт волны химических превращений распространяется со скоростью от нескольких миллиметров до десятков сантиметров, что обеспечивает высокую производительность данного метода. Помимо этого, СВС обладает еще рядом достоинств – это простота процесса, его контролируемость на всех этапах и высокая чистота конечного продукта [3].

В данной работе рассмотрено влияние среды проведения СВ-синтеза системы Zr+Al на фазовый состав готового продукта. Для исследования использовались следующие реагенты: пудра алюминиевая, порошок циркония, смешанные в пропорциях 1:3,54 соответственно, в течение 30 минут. Шихты, исходных компонентов, массой 15 г прессовались в течение 10 минут при давлении 25 МПа, образуя, таким образом,

таблетку диаметром 30 мм. Далее осуществлялся синтез на воздухе и в техническом вакууме. Готовый продукт подвергался рентгенофазовому анализу.

Установлено, что при горении на воздухе идет активное взаимодействие циркония с азотом, находящемся в атмосфере, что приводит к образованию нецелевых фаз в готовом продукте. В техническом вакууме наблюдается значительное снижение фазы нитрида циркония, однако его полное отсутствие получить не удалось, в связи с этим рекомендовано использовать более глубокий вакуум для исключения контакта синтезируемого продукта с азотом.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гузман И.Я. Реакционное спекание и его использование в технологии керамики и огнеупоров. Учебное пособие. – М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 1996. – 55 с.
2. Мержанов А. Г. Самораспространяющийся высокотемпературный синтез: Двадцать лет поисков и находок. Черногловка: ИСМАН, 1989. – 91 с.
3. Итин В. И., Найбороденко Ю. С. Высокотемпературный синтез интерметаллических соединений. Томск: ТГУ, 1989. – 398 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАВИСИМОСТИ ДИЭЛЕКТРИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК КОМПАУНДА MECOLINE ОТ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ

Е.В. Кузнецов, Н.М. Клюкин, В.К. Соболев, А.Ю.Бородай, С.В. Беденко
Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: jonnicki@mail.ru

В настоящее время для обеспечения надежности и безопасности эксплуатации ядерных энергетических установок существует необходимость разрабатывать специальные кабельные изделия на основе таких материалов и в таком конструктивном исполнении, которые обеспечивают возможность длительной эксплуатации в полях ионизирующих излучений. Очевидно, что такой разработке должен предшествовать выбор материалов не только на основе анализа их электрофизических, физико-механических и технологических свойств, но и с учетом изменения большинства этих свойств в процессе облучения, т.е. необходимо представление о радиационной стойкости материала.

Для исследования радиационной стойкости материал Mecoline S TP 1013 F подвергался воздействию гамма-излучения на установке ГУ-200. На основании работ [1] и [2] было выбрано 6 величин поглощенной дозы излучения, а именно: 3 кГр; 10 кГр; 30 кГр; 100 кГр; 300 кГр; 500 кГр. Измерения диэлектрических характеристик, а именно относительной диэлектрической проницаемости ϵ и тангенса угла диэлектрических потерь $tg\delta$, проводились на оборудовании ИЯ-2Т, ЭС-1ТМ и КР-500М.

По итогам данной работы была исследована зависимость диэлектрических характеристик материала марки Mecoline S TP 1013 F от поглощенной дозы излучения в диапазоне частот 100 Гц–500 МГц и величин поглощенной дозы 3–500 кГр. Было выявлено, что до величины поглощенной дозы 300 кГр изменение значений относительной диэлектрической проницаемости ϵ и тангенса угла диэлектрических потерь $tg\delta$ незначительно или изменяются в пределах погрешности измерений. Лишь при величине поглощенной дозы 500 кГр возможно намечается рост значений ϵ и $tg\delta$. В результате возникает необходимость продолжения исследования при величинах поглощенной дозы 700 кГр, 900 кГр и 1,1 МГр.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Костромин, В. В. Влияние β -излучения на диэлектрические свойства кабельных изоляционных полимерных материалов/ В. В. Костромин, Б. С. Романов, В. Н. Егоров, В. Л. Масалов// Кабели и провода. – 2014. – N 4 (347). – С. 30-34.

2. Костромин, В. В. Методы исследования диэлектрических свойств электроизоляционных материалов/ В. В. Костромин, Б. С. Романов// Кабель-news. – 2009. – N 8. – С. 38-40.

СИНТЕЗ И ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ Ni И NiFe НАНОТРУБОК, ПОЛУЧЕННЫХ МЕТОДОМ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ОСАЖДЕНИЯ В ПОРАХ ИОНО-ТРЕКОВЫХ МЕМБРАН

Т.Ю. Мейримова^{1,2}, А.Л. Козловский^{1,2}, Е.Ю.Канюков³, Е.Е.Шумская³

¹Институт ядерной физики Республики Казахстан,
Казахстан, Алматы, ул. Ибрагимова, 1, 050032

²Евразийский национальный университет им. Л.Н.Гумилева,
Казахстан, Астана, ул. Сатпаева, 2, 010008

³ГО «НПЦ НАН Беларуси по материаловедению»,
Беларусь, Минск, ул. П.Бровки, 19, 220072

E-mail: tanay_91@mail.ru

К наноразмерным структурам из чистых металлов и их сплавов представляется большой интерес, при этом, магнитные материалы, в том числе Fe и Ni и сплавы Ni-Fe являются одними из наиболее приоритетных, благодаря проявлению специфических магнитных свойств, и могут найти практическое применение в наномедицине и наноэлектронике.

В работе представлен метод контролируемого синтеза нанотрубок (НТ) в порах ионо-трековых мембран из полиэтилентерафталата (плотность пор 10^9 см⁻², диаметр 110 ± 5 нм) путем электрохимического осаждения в потенциостатическом режиме (1,5 В) при температуре 25 °С в электролитах Ni: NiSO₄×6H₂O, H₃BO₃, C₆H₈O₆, FeNi: NiSO₄×7H₂O, FeSO₄×7H₂O, NiCl₂×6H₂O, H₃BO₃, C₆H₈O₆, Fe: FeSO₄×7H₂O, FeCl₃×6H₂O, H₃BO₃, C₆H₈O₆. Внутренний диаметр НТ оценен методом газопроницаемости, элементный и фазовый состав, а также кристаллическая структура определены методами растровой электронной микроскопии, энергодисперсионного и рентгеноструктурного анализа. Результаты в таблице 1.

Таблица 1. Характеристики нанотрубок.

Материал	Элементный состав	Толщина стенки, нм	Структура	Параметр ячейки a , Å	Средний размер кристаллитов, L , нм
Fe	Fe ₁₀₀	20	ОЦК	2,8563	16,84
Ni	Ni ₁₀₀	20	ГЦК	3,5223	22,64
NiFe	Ni _{20,4} /Fe _{79,6}	21	ОЦК	2,8635	11,56

Полученные образцы Ni и Fe НТ однофазны, структура характерна для рассматриваемых чистых металлов. NiFe НТ имеют ОЦК структуру с замещением атомов Fe атомами Ni в узлах кристаллической решетки. Результаты проведенных измерений магнитных свойств приведены в таблице 2.

Таблица 2. Магнитные свойства нанотрубок.

Материал	Параллельно НТ			Перпендикулярно НТ		
	H_c , 10 ⁻⁴ , Тл	M_r , А·м ² /г	M_s , А·м ² /г	H_c , 10 ⁻⁴ , Тл	M_r , А·м ² /г	M_s , А·м ² /г
Fe, T=300 К	560	47	103	200	51	125
Fe, T=100 К	600	50	109	200	63	138
Ni, T=300 К	300	30	62	20	2	61
Ni, T=100 К	660	43	67	180	8.5	67
NiFe, T=300 К	270	47.5	159	54	3.5	159
NiFe, T=100 К	120	19	166	63	4	165

Отличие рассматриваемых магнитных характеристик сплава NiFe от значения величин коэрцитивности H_c и намагниченности насыщения M_s для Ni и Fe НТ обусловлено уменьшением размеров кристаллитов. Очевидна анизотропия магнитных свойств, связанная с малой толщиной стенки (около 20 нм), сравнимой с

размером магнитного домена (20-23 нм). Анизотропия, малая H_c и большая M_s делают сплав NiFe приоритетным при синтезе НТ для адресной доставки лекарств, где основными требованиями являются: возможность передвижения в потоках крови, способность не образовывать конгломераты из-за остаточной намагниченности и хорошая адгезия, позволяющая наносить биосовместимое полимерное покрытие на НТ, с помощью которого присоединяются лекарства или белки.

ИССЛЕДОВАНИЕ ДИСЛОКАЦИОННОЙ СТРУКТУРЫ ЦИРКОНИЯ МЕТОДАМИ АННИГИЛЯЦИИ ПОЗИТРОНОВ

Ю. Му, Ю.С. Бордулев, П.В. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: 328745975@qq.com

Циркониевые сплавы, используемые в качестве конструкционных материалов в ядерной энергетике, подвергаются облучению нейтронами и накапливают в себе радиационные дефекты. Это является причиной, снижения срока эксплуатации изделий из данных сплавов. Исследование процессов накопления радиационных дефектов в сплавах циркония является актуальной задачей для продления данного срока. Для исследования дефектной структуры, в данной работе применялись методы позитронной аннигиляции (ПА), которые являются наиболее чувствительным инструментом для исследования дефектной структуры материалов [1]. Однако дислокации в цирконии методом ПА ещё не до конца изучены, поэтому нам необходимо получить результаты по захвату позитронов в дислокациях циркония.

В качестве объекта исследования в данном эксперименте был выбран сплав циркония Э110 (Zr1Nb). Образцы были вырезаны из листа в состоянии поставки при помощи электроискровой резки. После этого образцы были подвержены отжигу. Для исследования дислокационных дефектов, образцы были подвержены деформации холодной прокаткой до различной степени деформации. Прокатка - это процесс пластической деформации тел на прокатном стане между вращающимися приводными валками [2]. В данной работе, несколько образцов были прокатаны до 10% деформации, а потом были подвержены технологическому отжигу при температуре 847 °С в течение 54 часов [3]. Эти образцы характеризуются 0 степенью деформации. Толщины образцов уменьшались на следующие величины (в процентах): 2, 5, 10, 15.

Из результатов можно сделать два вывода. В данной работе с изменением степени деформации образцов, не меняется преобладающий тип дефектов, захватывающих позитроны. Увеличение параметра S и снижение параметра W является следствием захвата позитронов дефектами. Насыщенный захват позитронов дефектами в сплаве циркония наблюдается уже при 2% деформации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бордулев Ю. С., Лаптев Р. С. Спектрометр времени жизни позитронов [Электронный ресурс] // Современные техника и технологии: сборник трудов XIX Международной научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых: в 3 т., Томск, 15-19 Апреля 2013. - Томск: ТПУ, 2013 - Т. 1 - С. 131-132. - Режим доступа: <http://portal.tpu.ru:7777/science/konf/ctt/proceedings/2013>.
2. Прокатка. Материал из Википедии - свободной энциклопедии [Электронный ресурс]. - Режим доступа: <https://ru.wikipedia.org/wiki/Прокатка>. - 16.05.15.
3. Hood G. M., Eldrup M., Pedersen N. J., Positron Annihilation 5, ed.: Hasiguti R. R., Fujiwara K. - Japan Institute of Metals, Sendai, 1979. - 751 p.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВЯЗИ МЕЖДУ РАБОТОСПОСОБНОСТЬЮ ТВЕРДОСПЛАВНЫХ РЕЖУЩИХ ИНСТРУМЕНТОВ И ФРАКТАЛЬНОЙ РАЗМЕРНОСТЬЮ ИХ ИЗНОСА

В.П. Нестеренко, К.П. Арефьев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: kpa@tpu.ru

Для изготовления деталей и узлов ядерных реакторов применяются как правило стали аустенитного класса, подвергающиеся обработке твердосплавными инструментами. Высокая работоспособность данных инструментов может обеспечивать высокие стандарты качества создаваемой продукции и безопасность её функционирования. Вследствие этого прогнозирование износостойкости режущих инструментов при их использовании имеет важное значение.

Структура твердых сплавов группы применяемости К при их изготовлении и эксплуатации подвергается насыщению различными газовыми элементами окружающей атмосферы. Интенсивность процессов взаимодействия компонентов твердого сплава с атомами и молекулами газовой среды определяется технологией их приготовления, наличием в их составе примесей, режимами процесса спекания композита в целом и условиями их эксплуатации. Наряду с металлической связью между атомами в структуре компонентов твердого сплава формируется ковалентная, ионная и водородная связи. Вследствие этого разрушение контактирующей с обрабатываемым материалом твердосплавной поверхности, за счет интенсивного межмолекулярного взаимодействия, вызываемого адгезионными процессами, будет существенно неоднородным. В зоне износа твердосплавного материала, как правило, присутствуют признаки хрупкого, вязкого и смешанного видов разрушения, возникающего вследствие отделения элементарных фрагментов карбидной и кобальтовой фаз. Преимущественный характер того или иного вида разрушения предполагает формирование некоторой особенности микрорельефа износа и его фрактальную размерность. Предварительная радиационная обработка твердосплавных режущих пластин гамма – квантами оказывает влияние на процессы взаимодействия компонентов твердого сплава с газовыми элементами, проявляющееся в итоге, преимущественно при высоких температурах, и предопределяет некоторое изменение характера разрушения поверхности и образование микрорельефа с фрактальностью несколько иной величины по сравнению с контрольными образцами.

В работе представлены результаты исследования связи между износостойкостью твердосплавных режущих инструментов группы применяемости К и фрактальной размерностью поверхности износа, формирующейся на задней грани режущего клина при обработке материалов, проявляющих высокую адгезионную активность. Установлено, что износостойкость режущих инструментов у подвергнутой испытанию партии образцов возрастает с увеличением, фрактальной размерности формирующейся поверхности их износа.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА DIGITAL FOCUS ARRAY В КОНТРОЛЕ УГЛЕПЛАСТИКОВЫХ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Е.П. Седанова, Д.А. Седнев, В.Ю. Жвырбля

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: lizasedanova@mail.ru

Основным требованием к используемым в конструкции АЭС материалам является их стойкость к высоким температурам, высокому давлению и радиации. Углеродные волокна и материалы на их основе [1] отличаются высокой прочностью и жесткостью при малом весе, имеют очень низкий коэффициент линейного расширения, устойчивы к коррозии и радиации, а главное – обладают большой стойкостью к высоким температурам и их резким перепадам.

В комплексе действий, направленных на обеспечение надежности и долговечности разрабатываемых элементов установок и конструкций объектов атомной энергетики из углепластиковых материалов, использование высокоэффективных методов неразрушающего контроля имеет решающее значение, поскольку любая ошибка в определении характера дефекта или его пропуск могут привести к тяжелым последствиям.

Ультразвуковая дефектоскопия [2] относится к числу наиболее универсальных способов осуществления неразрушающего контроля, позволяя проводить исследования разнообразных свойств изделий из акустически прозрачных материалов (металлов, пластмасс и др.). Точность и чувствительность ультразвукового контроля зависит не только от точности и чувствительности оборудования, при помощи которых проводится контроль, но и от точности выбранного метода.

Целью работы является отработка технологии ультразвукового контроля и трехмерной визуализации углепластиковых образцов, применяемых в атомной промышленности, методом Digital Focus Array (DFA) [3].

Практическая часть работы включает в себя описание экспериментального оборудования, общие характеристики процедуры контроля, а также полученные результаты исследования углепластиковых образцов, один из которых содержит в своей структуре искусственные плоскостные дефекты, а второй имеет сложную геометрическую форму и является свободным от дефектов.

Использование данного метода контроля позволяет достичь высоких показателей повторяемости результатов и значительно повысить скорость проведения контроля. Обозначенные преимущества подчеркивают перспективы внедрения предложенной технологии в атомной промышленности.

*Выполнено при финансовой поддержке Государственного задания «Наука» в рамках научного проекта № 1524, тема 0.1325.2014

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кербер М.Л. Полимерные композиционные материалы. – СПб: Профессия, 2008. – с. 194.
2. Капранов Б.И. Коротком М.М. Акустические методы контроля и диагностики. Часть 1. – Томск: ТПУ, 2008. – с. 186.
3. Bulavinov A. Industrial application of real-time 3D imaging by Sampling Phased Array. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.ndt.net/article/ecndt2010/reports/1_03_22.pdf. – 13.05.15.

ФАКТОРЫ, ВОЗДЕЙСТВУЮЩИЕ НА ТВЕРДОПЛАМЕННОЕ ГОРЕНИЕ

М. А. Тузовский, В. В. Закусилов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: mat10@tpu.ru

Твердопламенным горением называют процесс локального инициирования экзотермической реакции на поверхности системы, в которой происходит самораспространение волны горения с образованием твёрдых продуктов. За счёт особенностей протекания реакции этот процесс был назван самораспространяющимся высокотемпературным синтезом (СВС). Реакции в СВ-синтезе протекают при высоких температурах и больших скоростях, поэтому необходимо обеспечить подготовку исходных компонентов шихты для получения продукта с заданными свойствами [1].

Одним из факторов, влияющих на исходные компоненты шихты является механическая активация, реализуемая в установках, где сочетаются высокие значения частоты и силы механического воздействия. Примером таких устройств является шаровые, планетарные и струйные мельницы. Под действием механической активации осуществляется фазовая гомогенизация смеси, наблюдается улучшение реакционной способности шихты, улучшаются механические свойства материалов, увеличивается площадь контактирующей поверхности реагентов за счет уменьшения размера взаимодействующих частиц [2].

Давление прессования является ещё одним способом воздействия на исходные компоненты шихты. Увеличение давления прессования приводит к увеличению плотности смеси реагентов, площадь контакта между исходными реагентами увеличивается, что позволяет снизить энергетические затраты на инициирование реакции, снижая температуру инициирования, а также позволяет увеличить скорость горения и теплопередачи от горячего продукта к холодному [2].

Существенное влияние на протекание синтеза оказывает влага, содержащаяся в порошках исходных реагентах. Повышенное влагосодержание приводит к уменьшению скорости горения т.к. испарение происходит непосредственно в зоне прогрева. Влага, содержащаяся непосредственно в исходной шихте, становится дополнительным источником примесных газов, которые способны нарушить целостность образца [3].

Важной стадией проводимой перед инициированием реакции является прогревание образца. В случае, когда температура образца по всему объёму близка к температуре инициирования, то фронт волны горения будет протекать равномерно и в результате синтеза получится цельный образец с необходимыми свойствами [1].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мержанов А.Г., Мукасян А.С. Твердопламенное горение. – М.: Тороус пресс, 2007. – 336 с.
2. Исаченко Д.С., Кузнецов М.С., Семенов А.О. Механоактивационные процессы как способ управления синтезом боросодержащих материалов на основе гексаборида лантана // Известия высших учебных заведений, 2013. №4-2. – С. 151 – 154.
3. Кочетков Р.А. Механизмы и закономерности горения гранулированных смесей на основе титана в потоке инертного и активного газов: Автореф. дис. канд. физ.-мат. наук. – Черноголовка, 2014. – С. 19 – 20.

ПОЛУЧЕНИЕ ЖАРОПРОЧНЫХ И РАДИАЦИОННО-СТОЙКИХ МАТЕРИАЛОВ МЕТОДОМ СВС НА ОСНОВЕ МАХ-ФАЗ И М-ЕНОВ В СИСТЕМЕ TI-AL-C И ИССЛЕДОВАНИЕ ИХ СВОЙСТВ

А.М. Шульпсков, О.К. Лепакова, В.Д. Китлер

Томский научный центр СО РАН,

г. Томск, пр. Академический, 10/4, 634055

E-mail: shulp@yandex.ru

Разработка новых лёгких, прочных и жаропрочных и радиационно-стойких материалов, удовлетворяющих потребностям современной промышленности, является важнейшей задачей современного материаловедения. Для этих целей в настоящее время предлагается новый класс материалов на основе МАХ-фаз в частности соединения системы Ti-Al-C, а именно Ti_2AlC и Ti_3AlC_2 . Данные материалы обладают свойствами как керамики (высокая прочность, стойкость к коррозии, жаропрочность), так и металлов (хорошая обрабатываемость, тепло- и электропроводность). Кроме того, данные материалы являются предшественниками для получения новых графеноподобных 2D-материалов, в частности, 2D – нанокарбидов и нитридов d-металлов, перспективных для использования в современной электронике, производства литиевых источников тока и др. Одним из перспективных методов получения таких соединений является самораспространяющийся высокотемпературный синтез (СВС). Применение данного метода значительно снижает энергозатраты и время на получение конечного продукта.

В данной работе были проведены исследования по синтезу СВС - методом материалов на основе Ti_3AlC_2 и Ti_2AlC . Изучено влияние состава исходной смеси на скорость горения и максимальную температуру в волне горения, изучен фазовый состав и микроструктура продукта синтеза.

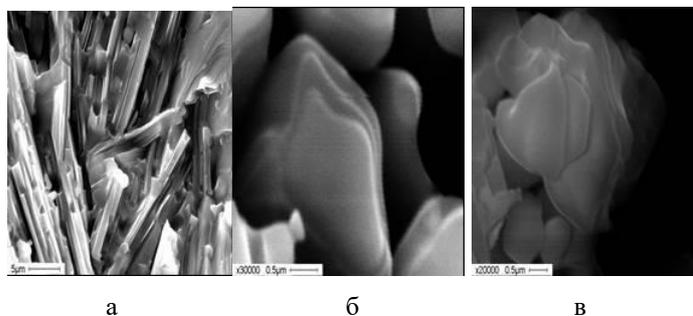


Рисунок 1. Микрофотографии исходного образца на основе МАХ - фазы Ti_3AlC_2 до (а) и после обработки плавиковой кислотой (б, в).

Метод получения графеноподобных карбидов заключался в удалении слабосвязанных слоёв атомов алюминия из кристаллических решёток МАХ - фаз Ti_3AlC_2 и Ti_2AlC концентрированной плавиковой кислотой и растворами плавиковой кислоты $NF:H_2O=1:1, 1:2$ в течение 1, 2 часов. Рентгенофазовый анализ химически обработанных продуктов показал, что после 2-х часовой обработки концентрированной плавиковой кислотой продукт состоял, в основном, из карбида титана. Таким образом, обработка плавиковой кислотой привела к выборочному удалению алюминия из структуры МАХ - фазы Ti_3AlC_2 , в результате чего образуется пластинчатый карбид титана, что видно из рисунка.

ВОВЛЕЧЕНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОБОРОТОВ В ПРОИЗВОДСТВЕННЫЙ ПРОЦЕСС ПОЛУЧЕНИЯ ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК ТИПА ВВЭР

А.Е. Карпеева, Е.Н. Завалишин, Д.В. Русанюк

ПАО «Машиностроительный завод»,

Россия, г. Электросталь, ул. К. Маркса д. 12, 144001

E-mail: karpeevaanastasiya@gmail.com

Технологические схемы массового производства таблеток разрабатываются с учетом комплекса сложных требований, которые вытекают из условия обеспечения надежной работы энергетических реакторов и низкой себестоимости вырабатываемой электроэнергии [1]. Так, на смену изготовления керамического ядерного топлива по классической схеме только из «чистого» UO_2 в последнее время все ведущие зарубежные и отечественные производители данного топлива в процессе его изготовления используют различного рода добавки.

Один из видов добавок — это порошок закиси-окиси урана, с помощью которого можно регулировать размер и форму пор в спеченных таблетках, обеспечивать однородную пористость по объему таблетки при возможности одновременного регулирования уровня «доспекаемости» таблеток [2]. Исходными материалами для получения закиси-окиси являются: спеченные таблетки, забракованные по внешнему виду, геометрическим размерам, по плотности; спеченные обороты от производства таблеток.

В данный список не входят технологические обороты, образующиеся в процессе шлифования таблеток, а это $\approx 3\%$ от объема производства.

В настоящее время проводятся работы по определению возможности вовлечения технологических оборотов и повышения выхода в годное при производстве таблеток типа ВВЭР по «сухой» технологии, для достижения экономического эффекта и стабильности производства.

Сущность предлагаемого способа заключается в добавлении к исходному порошку UO_2 и U_3O_8 закиси-окиси из шлиф. пыли (окисленной при температуре $430 \pm 20^\circ C$, время окисления $\approx 6,0$ ч.) в количестве до 2%мас.

Данное решение показало возможность вовлечения технологических оборотов в виде шлифовальной пыли в производство топливных таблеток. Изготовленные партии таблеток из порошков диоксида урана с добавкой закиси-окиси из шлиф. пыли в количестве до 2%, соответствовали действующим требованиям. Статистический анализ результатов по плотности и доспекаемости таблеток показал, что процесс стабилен по данным параметрам. Полученные партии по сравнению с текущей продукцией не показали существенных отличий.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Одейчук Н.П., Сиренко С.А., Большак А.И. Совершенствование процесса изготовления таблеток из диоксида урана // Вопросы атомной техники, 2007 г.
2. Патент 2353988 РФ. Способ изготовления таблеток ядерного топлива с выгорающим поглотителем/ Басов В.В., Лупанин А.С., Иванов А.В., Васина Ж.Г., ПАО «Машиностроительный завод», г. Электросталь, 2009 г.

Секция 3

Математическое
моделирование в
фундаментальных и
прикладных
исследованиях

1D-MODEL OF MICROWAVE PULSE REFLECTOMETRY OF PLASMA IN KTM TOKAMAK

D.E. Barkov, A.V. Sharnin, L.A. Lobes

National Research Tomsk Polytechnic University

Russia, Tomsk, Lenina ave, 30, 634050

E-mail: rokorsin@gmail.com

Microwave pulse reflectometry is a method used on fusion devices of the tokamak type to measure electron density profiles [1]. It is needed to solve the incorrect inverse task of finding electron density profile from the results of time of flight direct measurements when practically using this method. To develop and verify the algorithms of solving the incorrect inverse task, it is required to use a mathematical model, which describes the direct problem of pulse plasma reflectometry (PPR) and which is comparable to experimental results. It is impossible to prove the adequacy using data from real PPR experiment due to the fact, that KTM tokamak has not had dense plasma yet.

There is a problem of prior choosing of model expectations on the basis of the relation between “completeness of description” and “complexity of realization”. The choice of this work is to minimize the complexity of realization requirements by means of developing 1D PPR models which have already been used on tokamaks and are based on applying the approximation of geometric optics and describing the plasma as planar layered medium [2].

Decisions made using the described method have been developed and adapted for KTM tokamak. Requirements for minimal acceptable completeness and description accuracy of the modeled system have been specified. 1D-model of pulse plasma reflectometry has been synthesized and verified. The task and the principles of using the model for synthesis of PPR data processing algorithms on KTM tokamak have been made and preliminary researched. The advantages and limitations of this model have been revealed.

2D and 3D computational models based on Maxwell’s equations provide the most precise solutions and can be used as reference calculation methods for evaluating the applicability of simple models, and results interpretation in complex cases. Requirement for big calculations, as well as unacceptable long duration time of the calculations limits the application area of these models till now.

It requires dozens of hours to solve 3D Maxwell’s equations of electromagnetic wave distribution with the FDTD method [3] once. Using a traditional technology of MPI parallel computing does not solve the problem. In [4] it is noted that data center with 80 CPUs takes 7 hours to solve a direct problem on $700 \times 1400 \times 940$ grid with 3000 time steps once. Obviously, it is needed to solve the model a lot of times, so it is important to minimize the computing time. It is also important to have general time evaluation methods to use computational resources effectively.

REFERENCES

1. Petrov V. G. , Petrov A. A. , Malyshev A. Yu., et al. (2004). Microwave measurements of the time evolution of electron density in the T-11M tokamak. [Plasma Physics Reports](#), Volume 30, [Issue 2](#), pp. 111-120.
2. Shevchenko V. F., Walsh M. J. (1997). First results from the small tight aspect ratio tokamak multifrequency pulse radar reflectometer. *Review of Scientific Instruments*. Vol. 68. № 5. pp. 2040-2045.
3. Taflove A., Umashankar K.R. (1987). The Finite-Difference Time-Domain (FD-TD) Method for Electromagnetic Scattering and Interaction Problems. *Journal of Electromagnetic Waves and Applications*. Vol. 1. № 3. pp. 243–267.
4. Williams T.R.N., Kohn A., O’Brien M.R., Vann R.G.L. ((2014)). Propagation in 3D of microwaves through density perturbations, *Plasma Physics and Controlled Fusion* 56, 075010.

INTENSITY-MODULATED ELECTRON BEAM TREATMENT SIMULATION METHODS

D.D.Golub, D.Y.Sechnaya, S.G.Stuchebrov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: daniel.d.golub@gmail.com

The paper investigates the methods of simulating an electron beam for modulated electron radiotherapy (MERT). MERT is a kind of intensity-modulated radiation therapy (IMRT), which uses the electron beam as a required dose source. IMRT is an advanced mode of high-precision radiotherapy that uses particle accelerators to deliver precise radiation doses to a malignant tumor or specific areas within the tumor [1]. Currently, IMRT is being used most extensively to treat cancers of the prostate, head and neck, and central nervous system. IMRT has also been used in limited situations to treat breast, thyroid, lung, as well as in gastrointestinal, gynecologic malignancies and certain types of sarcomas. IMRT can also be beneficial for treating pediatric malignancies.

Beam simulation is the one of the main parts of the radiation treatment planning. It is divided into two parts: simulation of dose distribution in patient's tissues and simulation of beam shape and intensity [2].

The following methods for dose calculation and beam characteristics are described in this paper:

- Pencil Beam based on Fermi-Eyges transport theory;
- Convolution/Superposition method based on the convolution operation;
- Algorithms based on the Monte Carlo method, which are the most common nowadays.

Thereby, Monte Carlo algorithms are considered in comparison to other methods of electron beam treatment simulation.

REFERENCES

1. Ma C. M. et al. (2000). Energy-and intensity-modulated electron beams for radiotherapy. Physics in medicine and biology. –V. 45. – №. 8. – p. 2293.
2. Bielajew A. F. et al. 16. (1987). A comparison of electron pencil beam and Monte Carlo calculational methods. The use of computers in radiation therapy.

ПОСТРОЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ОЦЕНКИ ЗАТРАТ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ МЕТОДОМ СИНГУЛЯРНОГО АНАЛИЗА

Н.С. Агеева, А.А. Мицель

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ageeva.nsa@gmail.com

Рассмотрим решение следующей задачи идентификации [1]:

$$K\varphi = f, \quad (1)$$

где матрица K размером $n \times m$ представляет собой выпуск продукции различного вида за период с 4 февраля по 31 декабрь 2015 года, вектор f размерности n – мощность, потребляемая предприятием за сутки. Требуется найти вектор φ размерности n , показывающий, какая мощность требуется для производства одной тонны продукции товара определенного вида за сутки.

Используя определение сингулярного разложения прямоугольной матрицы K , вычислим ее число обусловленности. Матрицу K представляется в виде:

$$K = U\Lambda V^T, \quad (2)$$

где U – ортогональная $(n \times n)$ -матрица, V – ортогональная $(m \times m)$ -матрица, Λ – $(n \times m)$ -матрица, на главной диагонали которой расположены сингулярные числа $\lambda_j \geq 0$, $j = 1, \dots, m$ матрицы K , а последние $n - m$ строки содержат только нулевые элементы, предполагается, что $\lambda_j \geq \lambda_{j+1}$.

Число обусловленности матрицы K находится по формуле $cond(K) = \frac{\lambda_{\max}}{\lambda_{\min}} = 1,15 \cdot 10^{16}$, оно очень большое, а значит, система линейных уравнений (1) считается плохо обусловленной.

Для получения удовлетворительного решения введем априорную информацию об искомом решении в форме $\varphi_j \geq 1300$ $j = \overline{1, m}$ и построим модель условной оптимизации. Будем минимизировать квадратичный функционал [3] вида:

$$y(\varphi) = \sum_{i=1}^n \left(f_i - \sum_{j=1}^m (K_{i,j} \varphi_j) \right)^2,$$

при условии что $\varphi_j \geq 1300$ $j = \overline{1, m}$, где n – количество строк, m – количество столбцов матрицы K .

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мицель А.А., Шелестов А.А. Методы оптимизации. – Томск: Изд-во Томск. гос. ун-та систем управления и радиоэлектроники, 2004. – 148 с. (экз.)
2. Дрейпер Н., Смит Г. Прикладной регрессионный анализ: В 2-х кн. Кн.1/Пер.с англ. – М.: Финансы и статистика, 1986. –386 с.
3. Воскобойников Ю.Е. Устойчивые методы и алгоритмы параметрической идентификации. Новосибирск: НГАСУ, 2006. –180с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ВРЕМЯПРОЛЕТНЫХ МЕТОДОВ ИЗМЕРЕНИЙ В ИМПУЛЬСНОЙ РЕФЛЕКТОМЕТРИИ ПЛАЗМЫ

К. В. Великосельский, А.В. Шарнин, Л.А. Лобес

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: kvv6@tpu.ru

Импульсная рефлектометрия плазмы является одним из перспективных методов измерения параметров высокотемпературной плазмы на установках управляемого термоядерного синтеза [1]. Для реализации времяпролетных измерений требуется осуществить привязку к переднему фронту отраженного импульса при варьировании амплитуды и формы последнего. Традиционным подходом осуществления привязки является использование формирователей со следящим порогом (ФСП) [2]. При этом в современных режимах удержания плазмы повышается вероятность нарушения условий применимости традиционных методов привязки. Потребность в достижении требуемой точности времяпролетных измерений при нарушении условий применимости традиционных методов привязки определяет актуальность исследования закономерностей изменения амплитуды и формы отраженных сигналов.

В работе представлены результаты моделирования традиционных методов привязки к фронту отраженного внутри плазмы импульса: метод полной фракции, метод компенсации амплитуды и времени нарастания, метод привязки ко второй производной [2]. Выполнено количественное описание области

существования решений для исследуемой модели. Оценена эффективность традиционных методов привязки к фронту отраженного импульса. Исследована зависимость времени пролета, формы и амплитуды детектируемого отраженного импульса в зависимости от изменения параметров используемой модели.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. C. Laviron, A. J. H. Donne, M. E. Manso, J. Sanchez. Reflectometry techniques for density profile measurements on fusion plasmas. Plasma Phys. Control. Fusion 38, 1996, 905–936pp.
2. Е. А. Мелешко. Наносекундная электроника в экспериментальной физике. – М.: Энергоатомиздат, 1987–210 с.

ЯЧЕЕЧНАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА РАЗДЕЛЕНИЯ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ И РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ МЕТОДОМ ВЫТЕСНИТЕЛЬНОЙ ИОНООБМЕННОЙ КОМПЛЕКСООБРАЗУЮЩЕЙ ХРОМАТОГРАФИИ

А.И. Гожимов, Ю.А. Чурсин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: alg091@mail.ru

Разработка новых технологий требует детального анализа всех ключевых моментов исследуемого процесса. Для ресурсоемких и потенциально опасных производств такой анализ проводится путем математического моделирования. В настоящее время в рамках проектного направления «Прорыв» ведутся научно-исследовательские и инженерные работы по разработке технологий замкнутого ядерного топливного цикла.

В ходе ядерных реакций в топливе синтезируются ценные редкоземельные металлы и трансплутониевые элементы. В технологии замкнутого ядерного топливного цикла имеется стадия извлечения этих элементов из топлива. Но кроме извлечения, эти элементы необходимо отделить друг от друга, и разделение происходит методом вытеснительной ионообменной комплексобразующей хроматографии, модель которой представлена в данной работе.

Ионообменная хроматография – сорбционный динамический метод разделения смесей ионов на сорбентах, называемых ионообменниками. При пропускании анализируемого раствора электролита через ионообменник в результате гетерогенной химической реакции происходит обратимый стехиометрический эквивалентный обмен ионов раствора на ионы того же знака, входящие в состав ионообменника[1].

Разделительный цикл состоит из стадии поглощения ионов (сорбции) ионообменником (неподвижной фазой) и стадии извлечения ионов (десорбции) из ионообменника раствором, который проходит через сорбент (подвижная фаза или элюент). Разделение ионов обусловлено их различным сродством к ионообменнику и происходит за счет различия скоростей перемещения компонентов по колонке в соответствии с их значениями коэффициентов распределения[2].

Математическая модель представляет собой ячеечную модель, в которой в каждом элементарном объеме в каждый момент времени происходит расчет материального баланса вследствие протекания следующих физико-химических процессов: подвод/отвод ионов к зерну ионита, обмен ионами между жидкой и твердой фазами, перемещение веществ в потоке, образование комплексных соединений в процессе элюирования. Такой расчет происходит по всей длине колонки.

На основе предлагаемой модели планируется провести оптимизацию процесса разделения, а также синтезировать автоматизированную систему управления.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шахно, И. В., Шевцова, З. Н., Федоров, П. И., Коровин, С. С. Химия и технология редких и рассеянных элементов. – М.: «Высшая школа», 1976. – 205 с.
2. Гурецкий, И. Я., Кузнецов, В. В., Кузнецова, Л. Б., и др. Практикум по физико-химическим методам анализа. – М.: Химия, 1987. – 248 с.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ ОЦЕНКИ АКТИВНОСТИ ТВС ИРТ-3М ВО ВРЕМЯ ХРАНЕНИЯ

С.К. Дмитриев, О.К. Колесова, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: dmitriev@sibmail.com

На сегодняшний день вопрос о точном определении активности тепловыделяющих сборок ядерных реакторов после их выгрузки из активной зоны остается актуальным.

Во время работы ядерного реактора в тепловыделяющих элементах образуется огромное количество нуклидов, являющихся источниками ионизирующего излучения. Таким образом, одним из важнейших вопросов при использовании атомной энергии является безопасность обращения с ОЯТ, поэтому создание модели, описывающей процесс изменения активности ТВС в целом, является необходимым этапом обеспечения безопасности при обращении с ОТВС.

Так как основными параметрами, характеризующими ОТВС является глубина выгорания, время стоянки, а также начальное количество ядерного топлива, то при разработке программного комплекса входными данными [1] для определения активности сборки в любой момент на этапе хранения, были значения концентраций нуклидов, образующихся в ядерном топливе при его выгорании, полученные с помощью программы MSU, [2] а также время хранения ОТВС ИРТ-3М.

Для отработавшей тепловыделяющей сборки были получены аналитические зависимости, позволяющие определять нуклидный состав ОТВС в зависимости от выгорания, а также активность сборки в зависимости от времени хранения. Используя полученные результаты была разработана математическая модель, а на её основе написана программа, которая позволяет определять активность ТВС в любой момент времени, с учетом времени эксплуатации тепловыделяющей сборки. Полученная расчетная модель показала высокое соответствие с экспериментальными данными, а это, в свою очередь, позволяет производить дальнейшие исследования активности облученной тепловыделяющей сборки на этапе хранения и утилизации.

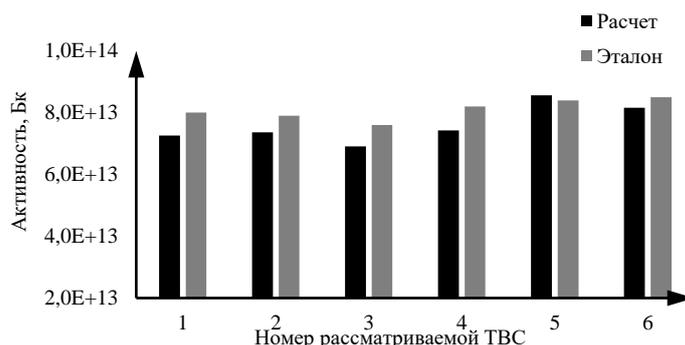


Рисунок. 1. Сравнение расчётных и эталонных данных активности 8-ми трубных ТВС ИРТ-3М

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дмитриев С.К., Бусыгин А.С., Лебедев И.И., Аникин М.Н. Кинетика изменения нуклидного состава топлива в тепловыделяющих сборках реактора ИРТ-Т // Сборник научных трудов XII Международной конференции студентов и молодых ученых. – 2015. – с. 615-617.
2. Naymushin A. G. et al. Feasibility Study of Using New Fuel Composition in IRT-T Research Reactor //Advanced Materials Research. – 2015. – Т. 1084. – С. 306-308.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЗАЩИТЫ ОТ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ Co^{60} С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СИСТЕМЫ БИБЛИОТЕК GEANT4

Л.Ю. Долгих, С.С. Чурсин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: lyd1@tpu.ru

В настоящий момент моделирование является ключевым этапом при рассмотрении процессов ядерной физики. Так как проведение большого количества экспериментов, цель которых установить определенные конструктивные параметры для обеспечения безопасного использования ядерных материалов в различных областях, может быть достаточно дорогостоящим и трудновыполнимым [1].

По такой причине, в данной работе рассматривается моделирование свинцовой защиты от источника ионизирующего излучения Co^{60} . Моделирование позволит подобрать наиболее оптимальные параметры защиты для данного источника, что значительно упростит подбор необходимого контейнера для хранения.

Основу модели составляет источник гамма-излучения Co^{60} активностью 10^5 Бк, помещенный в свинцовый контейнер. На расстоянии 150 см от источника находится фантом человека, в котором поглощается часть энергии гамма-квантов, проходящих через него. В зависимости от толщины защиты свинцового контейнера измеряется общая поглощённая доза в человеке и делается вывод об эффективности такой защиты.

В результате работы была определена толщина необходимой защиты и показано, что зависимость поглощённой дозы в теле человека от толщины защиты имеет экспоненциальный характер (рисунок 1).

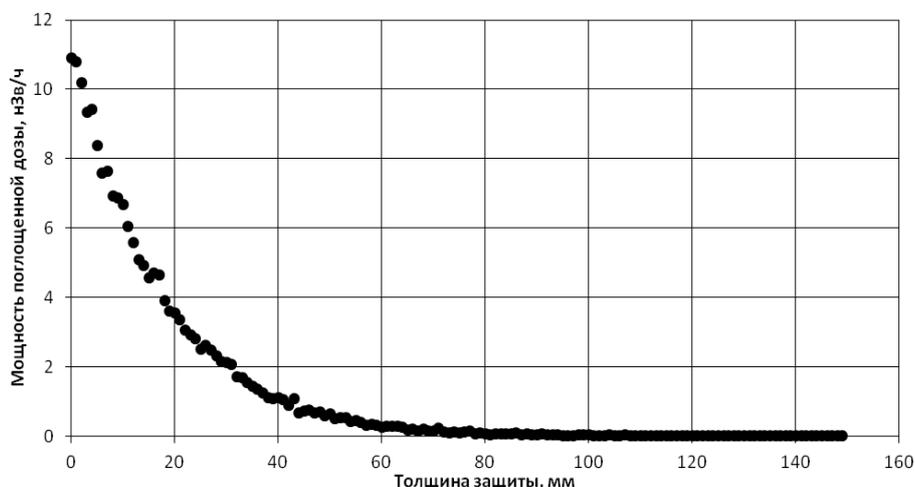


Рисунок 1. Зависимость поглощенной дозы от толщины свинцовой защиты

По результатам проведенного моделирования, можно сделать вывод, что система библиотек Geant4 позволяет достаточно эффективно моделировать различные процессы прохождения элементарных частиц через

вещество, в том числе моделировать защиту от ионизирующего излучения. Таким образом, применение Geant4 при организации обращения с ядерными материалами и радиоактивными веществами является весьма обоснованной и востребованной задачей, так как в каждом отдельном случае необходимо подбирать индивидуальные контейнеры для хранения радиоактивных источников и использовать конкретные меры защиты.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Данейкин Ю.В. Математической и физическое моделирование ядерного реактора: учебное пособие/ Ю.В. Данейкин, А.В. Хадкевич, К.В. Юшицин. – Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2008. – 96 с.

ЗАМЕЩЕНИЕ ЖИДКОГО АЗОТА ХОЛОДНЫМ ВОЗДУХОМ В СИСТЕМЕ ОХЛАЖДЕНИЯ ЕМКОСТЕЙ КОНДЕНСАЦИОННО ИСПАРИТЕЛЬНЫХ УСТАНОВОК

М.И. Дурновцев, А.Ю. Крайнов, С.М. Губанов

Национальный исследовательский Томский государственный университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 36, 634050

E-mail: maxxd@inbox.ru

Во время ведения процесса обогащения урана образуются газовые смеси, основными компонентами которых являются гексафторид урана, фтористый водород, воздух и неконденсируемые «легкие» примеси. Для выделения ценных компонентов, газовая смесь подвергается фракционной разгонке. Технологическая линия фракционной разгонки газовых смесей состоит из двух последовательно расположенных установок, работающих по принципу конденсации и десублимации компонентов газовой смеси на охлажденных поверхностях. Улавливание гексафторида урана обеспечивает установка, оснащенная емкостями, охлаждаемыми холодным воздухом с температурой 183 К. Улавливание фтористого водорода происходит на установке, оснащенной двумя последовательно включенными ёмкостями-осадителями, охлаждаемыми жидким азотом до температуры 77 К.

На Заводе разделения изотопов АО "СХК" получение холодного воздуха осуществляется уникальной турбодетандерной воздушно-холодильной машиной ВХМ-0,56/0,6. При проведении испытаний критических параметров машины достигнута температура хладоносителя 113 К. В этой связи рассматривается возможность замены жидкого азота при охлаждении ёмкостей-осадителей холодным воздухом.

Для оценки изменения протекания процессов десублимации фтористого водорода в ёмкостях-осадителях при изменении способа охлаждения, создана физико-математическая модель десублимации фтористого водорода в ёмкости-осадителе. На основе данной физико-математической модели проведено численное моделирование процессов десублимации при охлаждении емкостей-осадителей жидким азотом до температуры 77 К и холодным воздухом до температуры 113 К. Проведены расчеты процесса десублимации для газовой смеси, состоящей на 90 % из фтористого водорода и 10 % воздуха с среднесуточным расходом 1 кг/сутки. Расчеты показывают, что расчетная концентрация фтористого водорода, как в случае охлаждения жидким азотом, так и в случае охлаждения холодным воздухом, достигает своего минимального значения, соответствующего давлению насыщенного пара при температуре охлаждения стенки ёмкости-осадителя.

Для проведения расчетов количества фтористого водорода, с помощью экспериментального стенда, получена эмпирическая зависимость давления насыщенного пара фтористого водорода от температуры. На основе данной зависимости проведены расчеты, которые показали, что при температуре охлаждения стенки

ёмкости 120 К, предельный суточный расход фтористого водорода на выходе из ёмкости-осадителя составит 1.19 мг/сутки. Полученная величина расхода фтористого водорода допустима для установок данного типа, в связи с чем можно сделать вывод о возможности применения охлаждения ёмкостей-осадителей холодным воздухом с температурой 120 К и ниже.

Работа выполнена при поддержке Гранта Президента МК-5959.2016.8.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ТЕПЛООБМЕНА И ДЕСУБЛИМАЦИИ ФТОРИСТОГО ВОДОРОДА В КОНДЕНСАЦИОННО ИСПАРИТЕЛЬНОЙ УСТАНОВКЕ

М.И. Дурновцев, А.Ю. Крайнов, С.М. Губанов

Национальный исследовательский Томский государственный университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 36, 634050

E-mail: maxxd@inbox.ru

Для очистки технологического потока, состоящего из гексафторида урана, фтористого водорода, воздуха и небольшого количества легких примесей используются конденсационно-испарительные установки. Для выделения ценных компонентов, газовая смесь подвергается фракционной разгонке. Технологическая линия фракционной разгонки газовых смесей состоит из двух последовательно расположенных установок. Улавливание гексафторида урана обеспечивает установка, охлаждаемая холодным воздухом с температурой 183 К. Улавливание фтористого водорода происходит на установке, оснащенной двумя последовательно включенными ёмкостями-осадителями, охлаждаемыми жидким азотом до температуры 77 К.

Рассматривается возможность замены жидкого азота при охлаждении ёмкостей-осадителей холодным воздухом. Теоретическое обоснование этой возможности проведено на основе физико-математической модели десублимации фтористого водорода из газовой смеси на стенки ёмкости [1] и физико-математической модели течения холодного воздуха в теплообменнике осадительной ёмкости конденсационно-испарительной установки с учетом теплообмена потока холодного воздуха со стенками осадительной ёмкости, теплообмена оборудования с окружающей средой и потоков тепла от десублимации газовой смеси. Путем численного моделирования показано, что как в случае охлаждения пары осадителей холодным воздухом концентрация фтористого водорода на выходе из пары осадителей не превышает концентрации, соответствующей давлению насыщенного пара фтористого водорода при температуре охлаждения стенки ёмкости. Путем численного моделирования показано, что в случае охлаждения осадителей холодным воздухом от ВХМ-0,54/0,6 будет обеспечиваться необходимый теплоотвод от осадительной ёмкости с учетом тепловых потоков от внешней среды и от десублимации фтористого водорода. Обоснованы проектные параметры теплообменника опытного образца осадительной ёмкости с воздушным теплообменником. Для определения количества не десублимированного фтористого водорода проведено измерение давления насыщенного пара фтористого водорода в интервале температуры от 120 К до 198 К.

Проведенные исследования позволяют сделать заключение о возможности замены охлаждения ёмкостей вместо жидкого азота на охлажденный воздух с температурой 120 К.

Работа выполнена при поддержке Гранта Президента МК-5959.2016.8.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Васенин И.М., Губанов С.М., Дурновцев М.И., Крайнов А.Ю., Чуканов М.В. Физико-математическое моделирование десублимации фтористого водорода из газовой смеси на стенки конденсатора // Вестник Томского государственного университета. Математика и механика. 2014. № 5 (31). С. 76-82.

ОЦЕНКА РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ПРИРАЩЕНИЙ КОТИРОВОК ВАЛЮТНЫХ ПАР НА ОСНОВЕ ФАКТОРНОЙ МОДЕЛИ

И.В. Загуменнова, М.Л. Шинкеев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: zagumennova@sibmail.com

В ходе факторного анализа распределения совокупности валютных пар [1] была показана возможность представления данных в виде двухфакторной модели, распределение компонент которой описывается распределением Лапласа. В данной работе на основе модели, описанной в [1], рассматривается оценка распределений приращений котировок валютных пар.

Пусть для совокупности центрированных относительных приращений котировок валютных пар справедливо следующее представление: $\xi_j = \alpha_{1j}\zeta_1 + \alpha_{2j}\zeta_2 + \varepsilon_j$, $j = \overline{1, m}$, ζ_1, ζ_2 - обобщенные факторы, α_1, α_2 - векторы факторных нагрузок, $\varepsilon_1, \varepsilon_2, \dots, \varepsilon_m$ - характерные факторы. Будем полагать, что обобщенные и характерные факторы независимы и имеют распределение Лапласа с параметрами a_1, a_2 и $\theta_1 \div \theta_m$ соответственно. Тогда характеристическая функция величин ξ_j , $j = \overline{1, m}$ [2]:

$$g_{\xi_j}(t) = \frac{a_1^2}{a_1^2 + \alpha_{1j}^2 t^2} \cdot \frac{a_2^2}{a_2^2 + \alpha_{2j}^2 t^2} \cdot \frac{\theta_j^2}{\theta_j^2 + t^2} = \frac{v_{1j}^2}{v_{1j}^2 + t^2} \cdot \frac{v_{2j}^2}{v_{2j}^2 + t^2} \cdot \frac{\theta_j^2}{\theta_j^2 + t^2}, \text{ где } v_{ij} = a_i / |\alpha_{ij}|, i = 1, 2.$$

Выполнив обратное преобразование Фурье, найдем плотность распределения величин ξ_j :

$$f_{\xi_j}(x) = \frac{1}{2} \left[\frac{v_{1j}}{v_{2j}^2 - v_{1j}^2} \frac{v_{2j}^2 \theta_j^2}{\theta_j^2 - v_{1j}^2} e^{-v_{1j}|x|} + \frac{v_{2j}}{v_{1j}^2 - v_{2j}^2} \frac{v_{1j}^2 \theta_j^2}{\theta_j^2 - v_{2j}^2} e^{-v_{2j}|x|} + \frac{\theta_j}{v_{1j}^2 - \theta_j^2} \cdot \frac{v_{1j}^2 v_{2j}^2}{v_{2j}^2 - \theta_j^2} e^{-\theta_j|x|} \right] \quad (1).$$

Чтобы получить плотности распределений для величин ξ_j , с $M(\xi_j) = m_j \neq 0$, достаточно в правой части формулы (1) вместо x положить: $x - m_j$. Функцию распределения величины ξ_j найдем, как интеграл

от плотности: $F_{\xi_j}(x) = \int_{-\infty}^x f_{\xi_j}(z) dz$. Заметим, что для функции распределения можно также получить

аналитическое выражение.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Загуменнова И.В. Investigation of the distribution of currency pairs using methods of factor analysis// XIII Междунар. конференция «Перспективы развития фундаментальных наук».- Томск, 26–29 апреля 2016 г.
2. Крицкий О.Л. Теория вероятностей и математическая статистика для технических университетов: учебное пособие// Национальный исследовательский Томский политехнический университет — Томск, 2014 г.

ОЦЕНКА РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ДОХОДНОСТИ ПОРТФЕЛЯ ВАЛЮТНЫХ ПАР НА ОСНОВЕ ФАКТОРНОЙ МОДЕЛИ ЕГО КОМПОНЕНТ

И.В. Загуменнова, М.Л. Шинкеев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: zagumennova@sibmail.com

В ходе факторного анализа распределения совокупности валютных пар [1] была показана возможность представления данных в виде двухфакторной модели, распределение компонент которой описывается распределением Лапласа. В данной работе на основе модели, описанной в [1], рассматривается оценка распределения доходности портфеля, состоящего из валютных пар.

Пусть $r = \sum_{j=1}^m w_j r_j$ - доходность портфеля [2], состоящего из m валютных пар с доходностями r_j и

долями w_j , причем для компонент портфеля справедлива следующая факторная модель:

$r_j - \bar{r}_j = \alpha_{1j} \zeta_1 + \alpha_{2j} \zeta_2 + \varepsilon_j$, $j = \overline{1, m}$, где: \bar{r}_j - средние значения доходностей валютных пар, ζ_1, ζ_2 -

обобщенные факторы, α_1, α_2 - векторы факторных нагрузок, $\varepsilon_1, \varepsilon_2, \dots, \varepsilon_m$ - характерные факторы. Тогда для доходности r портфеля будет справедливо:

$$r = \sum_{j=1}^m w_j r_j = \sum_{j=1}^m w_j \bar{r}_j + \sum_{j=1}^m w_j (\alpha_{1j} \zeta_1 + \alpha_{2j} \zeta_2 + \varepsilon_j) = \bar{r} + \sum_{j=1}^m w_j (\alpha_{1j} \zeta_1 + \alpha_{2j} \zeta_2 + \varepsilon_j),$$

$$r - \bar{r} = \sum_{i=1}^2 \gamma_i \zeta_i + \sum_{j=1}^m w_j \varepsilon_j, \text{ где: } \gamma_i = \sum_{j=1}^m \alpha_{ij} w_j \quad i = \overline{1, 2}, \text{ где } \bar{r} - \text{средняя доходность портфеля.}$$

Пусть как обобщенные, так и характерные факторы независимы и имеют распределение Лапласа с параметрами a_1, a_2 и $\theta_1 \div \theta_m$ соответственно. Тогда характеристическая функция величины $r - \bar{r}$:

$$g_{r-\bar{r}}(t) = \prod_{j=1}^{m+2} \frac{\delta_j^2}{\delta_j^2 + t^2}, \text{ где: } \delta_j = a_j / \gamma_j \text{ для } j = \overline{1, 2}; \delta_j = \theta_j / w_j \text{ для } j = \overline{3, m+2}.$$

Произведя обратное преобразование Фурье, получим искомые плотность и функцию распределения доходности портфеля:

$$f_r(x) = \frac{1}{2} \sum_{j=1}^{m+2} \left[\delta_j \prod_{i=1, i \neq j}^{m+2} \left[\frac{\delta_i^2}{\delta_i^2 - \delta_j^2} \right] e^{-\delta_j |x - \bar{r}|} \right], \quad F_r(x) = \int_{-\infty}^x f_r(z) dz.$$

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Загуменнова И.В. Investigation of the distribution of currency pairs using methods of factor analysis// XIII Междунар. конференция «Перспективы развития фундаментальных наук».- Томск, 26–29 апреля 2016 г.
2. Лукаевич И. Я. Финансовый менеджмент. –М.:Бизнес-портал "Бизнес-Учебники.РФ", 2014-2015[Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://bizbook.online/finance.html>.
3. Вентцель Е.С. Теория вероятностей: Учеб.для вузов. - 6-е изд. стер. - М.: Высш. шк., 1999.

FDTD МОДЕЛЬ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫХ ВОЛН В МАГНИТОАКТИВНОЙ ПЛАЗМЕ

А.Д. Исаков, А.В. Шарнин, Л.А. Лобес

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: Rhawww@gmail.com

Моделирование распространения электромагнитных волн в магнитоактивной плазме актуально для задач диагностики плазмы на установках управляемого термоядерного синтеза [1]. Рост вычислительной мощности современных компьютеров снимает ограничения по быстродействию на применение FDTD метода для 2D и 3D уточненного моделирования процессов распространения волн в магнитоактивной плазме, в том числе в режиме X-mode. В работах [2, 3] показано, что вопросы реализации эффективных и устойчивых расчетных FDTD схем моделирования процесса распространения волн в режиме X-mode являются актуальными и не имеют универсального решения.

В работе представлены результаты синтеза FDTD-модели распространения электромагнитных волн в замагниченной плазме в режиме X-mode. Представлены и интерпретированы первые результаты моделирования. Показаны принципы использования модели для исследования процесса импульсной рефлектометрии плазмы на установках типа токамак. Приведены предварительные результаты анализа воздействия магнитного поля на параметры детектируемого рефлектометром полезного сигнала. Представлены результаты сравнительного анализа FDTD-моделирования с результатами аналитического 1D-моделирования в режиме X-mode для плоскостной среды.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. F. da Silva, S. Neuraux, Development of a 2D full-wave JE-FDTD Maxwell X-mode code for reflectometry simulation.
2. Alireza Samimi, Jamesina J. Simpson, “An Efficient 3-D FDTD Model of Electromagnetic Wave Propagation in Magnetized Plasma”, IEEE Trans. Antennas Propag., Vol. 63. No. 1, pp. 269 – 279, Jan. 2015
3. Xu, Lijun; Yuan, Naichang, FDTD Formulations for Scattering From 3D Anisotropic Magnetized Plasma Objects, Antennas and Wireless Propagation Letters, IEEE, . 2006

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ НЕКОНДЕНСИРУЕМЫХ ГАЗОВ НА ПРОЦЕСС ДЕСУБЛИМАЦИИ ФТОРИСТОГО ВОДОРОДА

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

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: kaashk@mail.ru

В производстве по разделению гексафторида урана, при фракционной разгонке газовой смеси, для десублимации фтористого водорода применяются специальные емкости – осадители, охлаждаемые жидким азотом. Для ведения технологического процесса принят температурный уровень в 77 К.

Применение жидкого азота в качестве холодоносителя энергетически и материально затратно. Операции по заливке жидкого азота в сосуды Дьюара производится вручную, при обращении с жидким азотом присутствуют вредные и опасные факторы, такие как низкая температура, вытеснение кислорода из воздуха, повышение давления в ограниченном объёме. Расход жидкого азота, как холодоносителя в год составляет 465

375 кг, или 22 142 542 ккал в год (2 528 ккал/час при теплоте фазового перехода жидкого азота 47,58 ккал/кг), что влечет необходимость хранить значительный запас жидкого азота.

Возможно, исключить перечисленные факторы при применении жидкого азота, если использовать в качестве хладагента холодный воздух с температурой 113 К. При этом возникает вопрос об эффективном температурном уровне ведения технологического процесса.

Для выявления эффективного температурного уровня необходимо оценить техническую возможность ведения процессов десублимации фтористого водорода при температурном уровне отличном от исторически сложившегося при ведении технологического процесса. Произвести сравнение количества вещества не десублимируемого в осадителях при существующем и перспективном температурных уровнях.

Опытные работы проводились на существующей экспериментальной установке [1], на которой выполнена имитация технологического процесса. В осадитель предварительно охлажденный до температуры 143 К напускалась газовая смесь с постоянным расходом, включающая 90% фтористого водорода и 10% воздуха. Для десублимации проскоков фтористого водорода перед насосом установлен еще один осадитель, охлаждаемый жидким азотом. Продолжительность проведения эксперимента составляла не менее 8 ч., после чего подводился материальный баланс количества десублимированного фтористого водорода. Путем взвешивания емкостей определена масса фтористого водорода осевшего во второй емкости, охлаждаемой жидким азотом.

Работа выполнена при поддержке Гранта Президента МК-5959.2016.8.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дурновцев М.И., Крайнов А.Ю., Губанов С.М., Чуканов М.В. Измерение давления насыщенных паров фтористого водорода в области низких температур // Известия высших учебных заведений. Физика. – 2015. – Т.58. – № 2/2. – С. 10–13.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВЕНТИЛЯЦИИ ПРОИЗВОДСТВЕННОГО ПОМЕЩЕНИЯ

М.М. Филиппов, С.М. Губанов, А.Ю. Крайнов, А.А. Картавых
Акционерное общество «Сибирский Химический Комбинат»,
Россия, г. Северск, ул. Курчатова 1, 636039
E-mail: iskatelll@yandex.ru

Важным технологическим параметром для помещений Завода разделения изотопов являются требования к влажности воздуха. Требуемая влажность воздуха обеспечивается вентиляционными системами (ВС). Для определения оптимальных режимов работы ВС в машзалах с газовыми центрифугами (ГЦ) произведено исследование физических процессов осушки и распределения влажностив объеме помещения. В качестве объекта для моделирования процесс рассматривается производственное помещение размером 500x50x8,5м.

В статье [1] представлена нестационарная физико-математическая модель процесса вентиляции, основанная на уравнениях газовой динамики, записанных в двумерном плоском приближении. Произведено численное моделирование для трех характерных режимов работы ВС.

С помощью, разработанной на основании физико-математической модели, компьютерной программы [2] произведен расчет полей распределения относительной влажности в объеме помещения, в зависимости от

характерного режима и времени работы вентиляции. Результаты расчета, выполненные по компьютерной программе [2], явились прогнозом для определения минимального количества ВС. Согласно проектным данным для обеспечения заданных параметров в помещении предусмотрена эксплуатация 24 вентсистем, согласно произведенным расчетам достаточно эксплуатировать 3 вентсистемы.

С целью проверки адекватности математической модели произведена опытно-промышленная эксплуатация (далее- ОПЭ) вентиляции в течении двух эксплуатационных периодов (2014 и 2015 год) в характерных режимах. В результате ОПЭ подтверждено, что производительность задействованных вентсистем, необходимых для обеспечения требуемых параметров воздуха, близка к результатам расчетов, отличие расчетных значений от результатов ОПЭ составило около 1 %.

На основе результатов, полученных при ОПЭ, можно сделать вывод, что разработанная математическая модель [1], компьютерная программа [2] адекватны и могут быть применены для определения необходимого количества вентиляционных установок, прогнозирования изменения влажности в воздухе рабочей зоны производственных помещений машзалов с ГЦ.

Работа выполнена при поддержке Гранта Президента МК-5959.2016.8.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1 Губанов С.М., Крайнов Д.А. Численное моделирование вентиляции помещения / В сб. Современные проблемы математики и механики: Материалы II Всероссийской молодежной научной конференции. – Томск: Издательство Томского университета, 2011. – С. 150-154.
- 2 Крайнов А.Ю., Губанов С.М., Моисеева К.М., Свидетельство о регистрации программы ЭВМ № 2015617678. «Программа для расчёта теплообмена технологического оборудования в производственном помещении путём вентиляции охлаждённым воздухом». Регистрация 17.07.2015г.

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИЙ NVIDIA CUDA ПРИ РЕШЕНИИ ДИНАМИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ

А.В. Клименко, А.Г. Горюнов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: From.damask@ya.ru

Цель работы это- минимизация времени решения динамических моделей. Это важно, когда модель строится на большом количестве уравнений и при большом значении времени моделирования. Эту цель можно достигнуть разными путями: упрощение модели и ее оптимизация, использование параллельных вычислений и т.п. Каждый способ имеет свои преимущества и недостатки.

Что касается параллельных вычислений - существует ряд технологий, позволяющих реализовать этот метод. Одиной из них является применение технологии NVIDIA CUDA. Эта технология для увеличения производительной мощности использует графические процессоры.

CUDA работает с такими языками программирования как с, c++, fortran. Она позволяет создавать количество потоков, измеряемое сотнями тысяч. Но для работы с CUDA необходимо уметь работать с памятью т.к. это очень слабое место. Существует несколько типов памяти, созданы специальные математические функции, отличающиеся только скоростью решения. CUDA имеет интеграцию с пакетом Visual Studio, свой набор профайлеров. Создано большое количество средств, облегчающих работу программиста.

Работа основана на распараллеливании модели линейного кристаллизатора урана. Модель состоит из системы дифференциальных уравнений, ячеистая, уравнения каждой ячейки связаны с двумя другими ячейками.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Основы работы с технологией CUDA Сандерс Дж. Кэндрот Э., ДМК Пресс, 2011
2. Технология CUDA в примерах: введение в программирование графических процессоров Боресков А.В., Харламов А.А.. Москва: ДМК Пресс, 2009

ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАКОНОМЕРНОСТЕЙ ИСКАЖЕНИЯ ФОРМЫ ОТРАЖЕННЫХ ОТ ПЛАЗМЫ ЗОНДИРУЮЩИХ СВЧ-ИМПУЛЬСОВ

А.С. Кравец, Л.А. Лобес, А.В. Шарнин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: savasko-sasha@mail.ru

Искажения формы отраженного от плазмы зондирующего сигнала являются одной из существенных проблем в области импульсной рефлектометрии плазмы. Искажения формы могут приводить к возникновению больших погрешностей измерения времени пролета и появлению недостоверных данных. Выявление причин и самого факта появления недостоверных данных импульсной рефлектометрии затруднено, потому что измерение формы импульсов с длительностью фронта порядка 1 нс приводит к чрезмерному техническому усложнению и удорожанию измерительной системы, поэтому такие решения не применяются на практике.

Классические методы импульсной рефлектометрии плазмы в ряде случаев позволяют решить проблему обеспечения требуемой точности измерений при вариациях амплитуды и формы детектируемых импульсов, не проводя непосредственное измерение последней. Это осуществимо за счет применения аппаратно реализуемых методов привязки к фронту импульса [1] и последующего измерения коротких временных интервалов с использованием время-амплитудных преобразователей.

В сложившейся ситуации единственным способом исследования причин искажения формы импульсов является математическое моделирование. Для проведения исследований разработан инструментарий к 3D-FDTD модели [2], позволяющий анализировать распределения электромагнитных полей в моделируемой области плазмы на предмет выявления факторов варьирования формы, направления и мощности детектируемого радаром сигнала.

В работе представлены результаты моделирования, проведен их анализ, выявлен ряд причин, приводящих к искажению детектируемых сигналов. Определены конкретные параметры модели, изменение которых вне рабочего диапазона является причиной недопустимых искажений. Это позволило, во-первых, исследовать влияние соответствующих параметров модели более детально и, во-вторых, осуществить исследование и анализ источника и приемника учитывая выявленные факторы и подробности. Предложенная и реализованная методика предоставляет исследователю способ получения новой полезной информации о положении и распределениях плотности плазмы в пространстве вакуумной камеры, что в перспективе может позволить добиться более устойчивой работы систем измерения и удержания плазмы на установках типа токамак.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мелешко Е.А. Наносекундная электроника в экспериментальной физике. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 216 с.
2. Taflov A., Hagness S. Computational electrodynamics: the finite-difference time-domain method, 3rd ed./ «Artech House, Inc.», 2005. – 1037 p.

АНАЛИТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РАСПРОСТРАНЕНИЯ СВЕТА В СЦИНТИЛЛЯЦИОННОМ КРИСТАЛЛЕ

С.В. Кузнецов, Е.В. Скачков, В.Н. Беляев

Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ,

Россия, г. Москва, Каширское ш., 31,

АО НИИТФА,

Россия, г. Москва, Варшавское шоссе, 46,

E-mail: kuzzz99@gmail.com

При разработке сцинтилляционных позиционно-чувствительных детекторов для ПЭТ и ОФЭКТ с целью оптимизации параметров необходимо рассмотреть множество различных геометрических конфигураций кристаллов и фотоумножителей. Проводить такие исследования экспериментально дорого, поэтому применяется математическое моделирование. Расчеты методом Монте-Карло занимают много времени, для ускорения работ разработана аналитическая модель распространения света в прямоугольном кристалле со световодом (который может быть многослойным) и кремниевыми фотоумножителями в качестве детекторов света. Модель учитывает поглощение в материалах, преломление на границах раздела оптических сред, многократные отражения от стенок кристалла. Проведено сравнение результатов разработанной аналитической модели, расчетов с помощью Geant4[1] и экспериментальных измерений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Geant4, <https://geant4.web.cern.ch/geant4/>
2. M. Galasso, C. Borrazzo, A. Fabbri A scintillation light radial distribution model for monolithic crystal gamma cameras // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, – 2015. – 786 – С. 40–46.
3. Zhi Li, M. Wedrowski, P. Btuynonckx, G. Vandersteen, Nonlinear least-squares modeling of 3D interaction position in a monolithic scintillator block // Physics in Medicine and Biology, – 2010. – 55 – С. 6515–6532.

РАСЧЕТНО-ТЕОРЕТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ПРОЦЕССА СИНТЕЗА

М.Б. Лабыкин, Е.В. Шкляренко, Д.С. Исаченко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: mb11@tpu.ru

Расчёт температурных полей процесса самораспространяющегося высокотемпературного синтеза имеет важную роль, так как при известных конечных температурах можно прогнозировать фазовые состояния, которые будут образовываться в процессе синтеза, а, следовательно, и свойства конечного продукта

При реализации процесса использовалась модель, основанная на решении двумерного нестационарного уравнения теплопроводности (1), которое представляет собой краевую задачу и для её решения необходимо задать граничные условия (2,3).

$$a(T) \left[\frac{\partial^2 T}{\partial r^2} + \frac{1}{r} \frac{\partial T}{\partial r} + \frac{\partial^2 T}{\partial z^2} \right] + \frac{q_v}{C(T) \rho} = \frac{\partial T}{\partial t}, \quad (1)$$

$$1. \lambda \frac{\partial T}{\partial r} \Big|_{r=R} = \pm \alpha (T_{r=R} - T_S) \pm \varepsilon \sigma (T_{r=R}^4 - T_S^4), \frac{\lambda \partial T}{\partial t} \Big|_{r=0} = 0, \quad (2)$$

$$2. \lambda \frac{\partial T}{\partial z} \Big|_{z=H} = \pm \alpha [(T_{z=H} - T_S) \pm \varepsilon \sigma (T_{z=H}^4 - T_S^4)], \frac{\lambda \partial T}{\partial t} \Big|_{r=0} = T_r, \quad (3)$$

Для решения поставленной задачи используется метод конечных разностей (или метод сеток), который является одним из универсальных и широко используемых методов решения краевых задач. Суть метода состоит в том, что область непрерывных значений заменяется конечным множеством узлов, называемых сеткой, а вместо функций непрерывного аргумента рассматривают функции, определенные только в узлах сетки, – сеточные функции. В результате краевая задача заменяется дискретной краевой задачей, которая представляет из себя систему конечного числа линейных и нелинейных алгебраических уравнений. В конечном итоге решение дискретной краевой задачи можно принять за приближенное решение двумерного нестационарного уравнения теплопроводности [1].

Основной отличительной особенностью при решении уравнения теплопроводности является использование подвижного пространственно-распределенного источника объемного тепловыделения, а также температурной зависимости теплоемкости, определяемой с использованием квантовой модели Дебая, позволяющей связать температуру с параметрами подготовки исходной шихты компонентов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Демянюк Д.Г., Исаченко Д.С., Рышкевич М.П. Основы расчетно-теоретического анализа самораспространяющегося высокотемпературного синтеза борсодержащих материалов физико-энергетических установок // X юбилейная Международная научно-практическая конференция студентов, аспирантов и молодых ученых "Современная техника и технологии". Труды. В 2-х т. – Томск: Изд-во Томского политехн. ун-та, 2004. С.33-34.

ПРОБЛЕМА ПОСТРОЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРНЫХ ЗАВИСИМОСТЕЙ УПРУГИХ МОДУЛЕЙ ГЦК МЕТАЛЛОВ

М.В. Матвеев, О.В. Селиваникова, Д.Н. Черепанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ohgres@yahoo.com

Развитие материаловедения тесно связано с созданием новых конструкционных материалов, с параметрами, которые позволят выдержать различные деформационные воздействия, изменяющие внутреннюю структуру материала. Наиболее важными из таких параметров, которые характеризуют напряженное состояние материала, являются упругие модули, среди которых модуль сдвига – самый используемый в математических моделях. Однако при его теоретическом расчете с помощью экспериментальных значений упругих постоянных [1] по известным методам [2,3], и верификации полученных значений по экспериментальным данным модуля Юнга обнаруживается проблема – отклонение теоретических данных от экспериментальных в диапазоне высоких температур (рис.1).

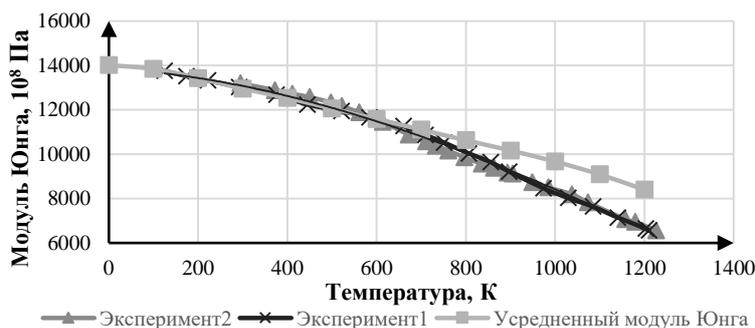


Рисунок 1. Температурная зависимость модуля Юнга поликристалла меди

В связи с чем предлагается введение поправок на подобный характер отклонения. Оно может быть вызван тем, что при увеличении температуры меняются межатомные расстояния и энергия активации диффузии атомов, но на данный момент точная причина еще не известна. Предлагается использовать следующие формулы:

$$E(T) = E_0 \left(1 + A \left(\frac{T}{T_{пл}} \right) + B \left(\frac{T}{T_{пл}} \right)^2 + C \left(\frac{T}{T_{пл}} \right)^3 \right)$$

или

$$E'(T) = E_i \left(1 + A' \left(\frac{T_i}{T_{пл}} \right) + B' \left(\frac{T_i}{T_{пл}} \right)^2 + C' \left(\frac{T_i}{T_{пл}} \right)^3 \right),$$

где: E_0 – значение модуля Юнга при температуре 0К, для построения зависимости ;

E_i – значение модуля Юнга при i -й температуре;

$T_i, T_{пл}$ – i -я температура, и температура плавления металла соответственно.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Г. Хантингтон. Упругие постоянные кристаллов. 1961. т. LXXIV, вып. 2
2. Z. Hashin, S. Shtrikman. A variational approach to the theory of the elastic behavior of polycrystals. 1962 – 343-352 p.
3. R. Hill, Proc. Phys. Soc. London A 65 (1952) 349

АНАЛИЗ ФИНАНСОВОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ПРЕДПРИЯТИЙ ТОРГОВО-РОЗНИЧНЫХ СЕТЕЙ РОССИИ

А.Г. Никольская

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: alenanskay@mail.ru

Финансовая устойчивость организации характеризует стабильность финансового положения организации, которая обеспечивается высокой долей собственного капитала в общей сумме используемых ею финансовых средств.

Банкротство – это процедура признания арбитражным судом неспособности субъекта исполнять обязанности по уплате платежей.

Одной из наиболее известных рейтинговых моделей является модель Р.С. Сайфуллина и Г.Г.Кадыкова.

Наша цель - создание модели, которая основываясь на финансовых показателях предприятия, будет определять вероятность банкротства.

В качестве показателей, на основе которых будет рассчитываться вероятность банкротства, разумно взять показатели, использующиеся в других моделях.

Пусть вероятность банкротства предприятия в данном периоде T (год) равна q , тогда под надежностью предприятия будем понимать величину $p = 1 - q$.

Поскольку в классических схемах надежности обычно используется показательное распределение, то функции $\varphi_j(K_j)$, $j = \overline{0,4}$ выберем в виде:

$$\varphi_j = \begin{cases} p_0 e^{-\frac{b_j(K_j - K_j^0)}{K_j^0}}, & K_j \leq K_j^0 \\ 1 - (1 - p_0) e^{-\frac{b_j(K_j - K_j^0)}{K_j^0}}, & K_j > K_j^0 \end{cases}$$

$a_0, a_1, \dots, a_4, b_0, b_1, \dots, b_4$ – коэффициенты модели, причем $\sum_{j=0}^4 a_j = 1, b_j > 0, \forall j = \overline{0,4}$.

Неизвестные параметры модели предполагается определять, исходя из условия минимума суммы квадратов отклонения известных вероятностей для группы предприятий и вероятностей, рассчитанных по модели, т.е. из условия минимума функции:

$$Q = \sum_{i=0}^n (P_i - \varphi(K_0^i, K_1^i, \dots, K_4^i))^2$$

где K_i^0 -нормы для соответствующих показателей.

Для того чтобы показать адекватность построенной модели данная ситуация была смоделирована. При этом для группы из 21 предприятия были эвристически определены надежности, таким образом, чтобы они коррелировали с соответствующими результирующими показателями модели СК и образовывали монотонную последовательность относительно этих значений. На основе полученных данных выведены следующие оценки коэффициентов:

$$b_0 = 0.126, b_1 = 2.33, b_2 = 1.86, b_3 = 3.05, b_4 = 0.54 ; \\ a_0 = 0.312, a_1 = 0.452, a_2 = 0.074, a_3 = 0.051, a_4 = 0.011 .$$

Исследование выявило, что модель показала хорошее согласование с имеющимися моделями.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Анализ финансовой отчетности: Учебник. – 2-е изд. / Под общ.ред. М.А.Вахрушиной. – М.:Вузовский учебник: ИНФРА—М, 2011. 431с.
2. Пожидаева Т.А. Анализ финансовой отчетности: учебное пособие / Т.А.Пожидаева. – 3-е изд., стер. – М.: КНОРУС, 2010. 320с.
3. Никифорова Н.А. Анализ в антикризисном управлении // Финансовый менеджмент. — 2004. — №6.
4. Шеремет А.Д., Негашев Е.В. Методика финансового анализа деятельности коммерческих организаций. — М.: ИНФРА-М, 2004. — 237 с.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА МОДЕЛИРОВАНИЯ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ

А.С. Попов А.В. Обходский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: asptomsktpu@gmail.com

Рост производительности вычислительной техники дает больше возможностей для выполнения расчетов. Одновременно с этим развивается теоретическая база, задачи которой направлены на оптимизацию существующих и создание новых методов расчетной оценки свойств атомных структур. Практически всегда существует спрос на новые материалы с уникальными свойствами, применяемые в самых разных областях.

Одним из самых востребованных методов расчета является метод Хартри-Фока-Рутана [1]. Данный метод имеет множество модификаций, позволяющий рассчитывать как молекулы, так и кристаллы с различными особенностями [2], применяя при этом практический любые базисные наборы [3].

В ходе работы была разработана структура программного обеспечения, в которую входит интерфейс пользователя, программа визуализации, локальная и удаленная система хранения данных, локальная и

удаленная система обработки данных. Такая структура позволит производить расчет в десятки раз быстрее, при помощи удаленной системы обработки данных, а также вести структуризацию результатов вычислений с помощью системы хранения данных.

В настоящий момент разработан формирователь расчетной модели (входящий в состав интерфейса пользователя), способный производить расчет полной энергии, энергии ионизации, матрицы плотности, заселенностей по Малликену и дипольного момента любой молекулы, имеющей замкнутые электронные оболочки, с помощью ограниченного метода Хартри-Фока-Рутана. В докладе приводятся результаты верификации программного обеспечения по значениям полной энергии, показывающие, что погрешность составляет не более 0,6 % (средняя погрешность метода Хартри-Фока-Рутана составляет 1 % [4]). Расчеты производились в базисном наборе 6-31G*.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации. Соглашение о предоставлении субсидии RFMEFI57814X0095 от 28.11.2014 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кларк Т. Компьютерная химия. – Москва: Мир, 1990 – 371 с.
2. Барановский В.И. Квантовая механика и квантовая химия. – Москва: Академия, 2008. – 382 с.
3. Слэтер Д. Электронная структура молекул. – Москва: Мир, 1965 – 588 с.
4. Малыханов Ю.Б., Горшунов М.В. О точности метода Хартри-Фока в расчетах атомов и ионов // Известия высших учебных заведений. – 2014. – № 1. – С. 128–140.

УРАВНЕНИЕ ФИШЕРА–КОЛМОГОРОВА–ПЕТРОВСКОГО–ПИСКУНОВА С АНОМАЛЬНОЙ ДИФФУЗИЕЙ

А.А. Прозоров, А.Ю. Трифионов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aap51@tpu.ru

Нелокальные модели классического популяционного уравнения Фишера–Колмогорова–Петровского–Пискунова (ФКПП) используются в моделях реакционно-диффузионных систем с дальнедействием. Благодаря нелокальному взаимодействию такие модели способны качественно описывать нелинейные явления характерные для реакционно-диффузионных систем даже в случае популяций, состоящих из особей одного вида. К таким явлениям можно отнести процесс образования структур, возникающих за счет диффузии, конвекции, роста и нелокальных конкурентных потерь при соответствующем выборе параметров уравнения.

В некоторых случаях свойства среды, в которой происходит эволюция системы, а также коллективные эффекты могут изменить фиковскую диффузию, приводя к супер- или субдиффузии, т.е., к увеличению или уменьшению подвижности частиц в системе (особей в популяции), возникновению асимметрии. Эти явления называют аномальной диффузией и моделируют уравнениями с дробными производными. В этом случае шлейф объектов распространяется быстрее, чем предсказывают классические модели, и в процессе может проявляться значительная асимметрия. Среди математических моделей описываемых процессов с аномальной диффузией является дробно-диффузионное уравнение, где обычная вторая производная по пространственным переменным заменяется дробной производной порядка $0 < \alpha < 2$.

В данной работе предложен аналитический подход, позволяющий строить квазиклассические асимптотические решения задачи Коши для нелокального уравнения ФКПП с дробной производной в диффузионном слагаемом. В качестве определения дробной производной были использованы подходы Грюнвальда-Летникова и Лиувилля.

Полученные решения являются пространственно однородным и монотонно зависят от времени. Квазиклассический метод позволяет строить приближенные решения в различных функциональных классах. Асимптотики на больших временах построены в предположении, что модель может быть описана как возмущения точного решения с точностью до $O(1/T^2)$, в классе функций, которые стремятся к точному решению при $T \rightarrow \infty$

Показано, что порядок производной влияет на смещение центра возмущений пространственно-временных структур. В частности, при убывании порядка дробной производной растет смещение центра пиков и их амплитуда.

Работа частично поддержана программой повышения конкурентоспособности Томского государственного университета и программой «Наука», контракт № 1.676.2014/К.

СЛУЧАЙ РЕЗЕРВИРОВАНИЯ ДИСКРЕТНЫХ КАНАЛОВ НАБЛЮДЕНИЯ С ПАМЯТЬЮ ПРИ НАЛИЧИИ АНОМАЛЬНЫХ ПОМЕХ

О.В. Рожкова, Н.С. Демин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: rov@tpu.ru

Результаты работ [1, 2] обобщаются на случай резервирования дискретных каналов наблюдения с памятью. Исследуется зависимость точности оценивания от кратности резервирования каналов наблюдения.

В современной технике для повышения надёжности оборудования широко используется метод резервирования (от латинского *reserve* - сберегаю, сохраняю), то есть введение излишних элементов, узлов и целых агрегатов. Назначение этих дополнительных устройств состоит в том, чтобы по мере выхода основных устройств из рабочего состояния они принимали на себя необходимую нагрузку. Однократное резервирование называется дублированием.

Резервирование каналов наблюдения является важным способом повышения как надёжности измерительных устройств, так и точности систем обработки информации, поступающей с выхода этих каналов [3], [4].

В системах с резервированием каналов наблюдения возникает задача о влиянии резервного канала без аномальных помех на качество оценивания. Смысл результатов в том, что добавление идеальных каналов наблюдения без аномальных помех может только улучшить качество оценивания.

Применительно к системам управления, навигации, передачи данных, имеющих непрерывно дискретные во времени инерционные каналы наблюдения, полученные результаты позволяют обоснованно выбирать кратности резервирования каналов наблюдения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Демин Н.С., Рожкова С.В. Непрерывно - дискретное оценивание стохастических процессов в случае наблюдений с памятью при наличии аномальных помех. Синтез // Изв. РАН. Теория и системы управления. – 2000. – № 3. – С. 5–16.

2. Демин Н.С., Рожкова О.В., Рожкова С.В. Анализ задачи непрерывно - дискретного оценивания стохастических процессов в случае наблюдений с памятью при наличии аномальных помех // Известия Томского политехнического университета. – 2003. – Т.306, –№ 2. – С. 5-10.
3. Браславский Д.А. Приборы и датчики летательных аппаратов. – М.: Машиностроение, 1970. – 392 с.
4. Браславский Д.А., Петров В.В. Точность измерительных устройств. – М.: Машиностроение, 1976. – 312 с.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА КРИСТАЛЛИЗАЦИИ УРАНА С ПРИМЕНЕНИЕМ ТЕОРИИ КЛЕТОЧНЫХ АВТОМАТОВ

Д.А. Сериков, А.О. Очоа Бикэ

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: dmitrii_serikov@mail.ru

В данной работе исследуется возможность применения процесса кристаллизации для переработки отработавшего ядерного топлива. Ожидается, что данный метод позволит добиться высокой чистоты конечного продукта. Для моделирования процесса роста кристаллов гексагидрата нитрата уранила в азотнокислом растворе был применен метод клеточных автоматов [1]. Полученная модель позволяет предсказать зависимость свойств конечного продукта от изменения входных параметров: концентраций урана и азотной кислоты, а также температуры раствора. Выбор клеточных автоматов для моделирования процесса кристаллизации определен возможностью отслеживания чистоты кристаллов на выходе, а также эффективностью использования данного метода по сравнению с аппаратом дифференциальных уравнений применительно моделей, состоящих из большого числа элементов [2].

Управление процессом кристаллизации осуществляется через начальные значения концентрации нитрата уранила и температуры раствора. Симуляции процесса кристаллизации с использованием разработанной модели позволяет отслеживать форму кристалла, распределение концентрации и распределение температуры (Рис. 1).

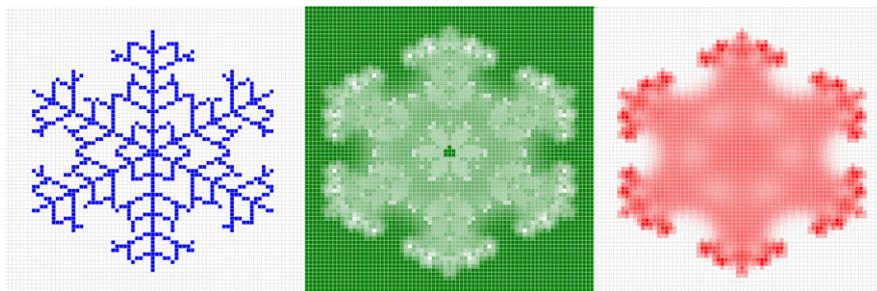


Рисунок 1. Форма кристалла, распределение концентрации и распределение температуры

Таким образом, разработанная модель позволяет отслеживать динамику процесса кристаллизации, а также получать информацию о зависимости материала на выходе от параметров кристаллизации. В работе продемонстрирована важность точного определения коэффициентов теплопроводности и диффузии для получения кристаллов высокой чистоты.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Toffoli, T., & Margolus, N. H. Invertible cellular automata: A review // Physica D: Nonlinear Phenomena. – 1990. – Vol. 45. – P. 229-253.
2. Gonçalves M.A., Prieto M. Development of Compositional Patterns during the Growth of Solid Solutions from Aqueous Solutions: A Cellular Automaton Simulation. // Crystal Growth & Design. – 2014. – Vol. 14. – P. 2782–2793.

ВЫДЕЛЕНИЕ ЦИКЛИЧЕСКОЙ СОСТАВЛЯЮЩЕЙ ВРЕМЕННОГО РЯДА

И.Г. Устинова¹, О.Н. Имас¹, С.В. Кривяков²

¹ Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

² Национальный исследовательский Томский государственный университет

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 36, 634050

E-mail: igu@tpu.ru

Пусть $y(t)$ – случайный процесс, который представим в виде: $y(t) = x(t) + s(t) + \xi(t)$, где $x(t)$ – систематическая составляющая временного ряда или тренд, $s(t)$ – циклическая составляющая и $\xi(t)$ – помеха, который наблюдается на отрезке $[0; T]$. Данную модель временного ряда будем называть аддитивной. Задача заключается в выделении циклической составляющей, при условии, что тренд временного ряда линейный, то есть $x(t_i) = at_i + b$, где t_i – момент i -го наблюдения, $i = \overline{1, N}$. Оценки коэффициентов тренда легко находятся

методом наименьших квадратов [1] и имеют вид:
$$\hat{a} = \frac{N \sum_{i=1}^N x_i t_i - \sum_{i=1}^N x_i \sum_{i=1}^N t_i}{N \sum_{i=1}^N t_i^2 - \left(\sum_{i=1}^N t_i \right)^2}, \hat{b} = \frac{\sum_{i=1}^N x_i \sum_{i=1}^N t_i^2 - \sum_{i=1}^N t_i \sum_{i=1}^N x_i t_i}{N \sum_{i=1}^N t_i^2 - \left(\sum_{i=1}^N t_i \right)^2}.$$

Циклическую составляющую будем искать в виде тригонометрического ряда Фурье:

$$\frac{a_0}{2} + \sum_{n=1}^{\infty} a_n \cos \frac{n\pi x}{l} + b_n \sin \frac{n\pi x}{l}, \text{ где}$$

$$a_0 = \frac{2}{T} \int_0^T [y(t) - \hat{a}t - \hat{b}] dt = \frac{2}{T} \left[y(0)T + y'(0) \frac{T^2}{2} + y''(0) \frac{T^3}{3!} + o(T^3) \right] - \hat{a}T - 2\hat{b},$$

$$a_n = \frac{2}{T} \int_0^T [y(t) - \hat{a}t - \hat{b}] \cos \frac{2\pi n t}{T} dt = \frac{T}{2\pi^2 n^2} [y''(0)T + o(T)] \text{ и}$$

$$b_n = \frac{2}{T} \int_0^T [y(t) - \hat{a}t - \hat{b}] \sin \frac{2\pi n t}{T} dt = \frac{2}{T} \left\{ -\frac{T}{2\pi n} \left[y'(0)T + y''(0) \frac{T^2}{2} + o(T^2) \right] + \hat{a} \frac{T^2}{2\pi n} \right\}.$$

Для нахождения коэффициентов a_0, a_n, b_n использовалось разложение $y(t)$ по формуле Тейлора до членов второго порядка включительно. С учетом найденных коэффициентов, получим циклическую

составляющую тренда временного ряда в виде: $\frac{\hat{a}T}{\pi} - \frac{1}{\pi} \left[y'(0)T + y''(0) \frac{T^2}{2} \right] o(T^2)$. Аналогичные расчеты

произведены для мультипликативной модели временного ряда $y(t) = x(t) \cdot s(t) \cdot \xi(t)$.

Знание циклической составляющей временного ряда позволяет строить более точные аналитические и прогнозные модели.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кремер Н.Ш. Теория вероятностей и математическая статистика. – М.: ЮНИТИ, 2007. – 550 с.

СТАТИСТИЧЕСКИЙ ПОДХОД ФОРМИРОВАНИЯ ИНВЕСТИЦИОННОГО ПОРТФЕЛЯ

М.Э. Фатьянова, А.А. Мицель, М.Е. Семёнов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: mef1@tpu.ru

На современных финансовых рынках для эффективного управления портфелем активов используют комбинации финансовых инструментов. Это позволяет реализовывать различные цели инвестора и ограничивать возможные убытки. В настоящее время на российском рынке каждая инвестиционная или брокерская компания создает инвестиционные портфели с использованием опционов в различной модификации (структурные, опционные продукты, доверительное управление, торговые роботы). Однако стоимость подобных продуктов значительна. Особый интерес для исследований представляет вопрос, касающийся формирования «бесплатного» типа опционных продуктов (ОП), либо с заранее заданной ограниченной стоимостью [1]. Целью данного исследования является формирование инвестиционного портфеля на основе статистического подхода.

В работе проведено описание методики конструирования сложных инвестиционных портфелей биржевых опционов [2] с учетом целей инвестора: ограничение максимального убытка, выплата денежной суммы в момент формирования продукта и динамика изменения цены базового актива (рост, падение, колебание). В соответствии с данными целями были сформированы опционные портфели: «бычий» и «медвежий» структурированные коллары, рассчитанные на рост и падение базового актива, а также портфель «пирамидальная бабочка», рассчитанный на колебание цены актива [1]. В качестве основной математической задачи рассматривалась задача линейного программирования с определенным набором ограничений в виде неравенств и равенств. Решения данных задач производилось с использованием двух методов [3]: симплекс методом и Монте-Карло путем программирования в пакете MATLAB.

Основной недостаток симплекс-метода – нецелочисленный оптимальный план, ввиду чего приходится прибегать к округлению. Для получения целочисленного оптимального плана использован метод – Монте-Карло. Основная его идея решения ЗЛП состоит в генерации случайных чисел $U(0, 1)$, с помощью которых формируются целочисленные переменные (X, Y) . Значения этих переменных должны удовлетворять всем ограничениям ЗЛП, а также рассчитывать максимум целевой функции. Точность решения зависит напрямую от количества сгенерированных значений (X, Y) . Достоинство данного метода – получение целочисленного оптимального плана.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Курочкин С.В, Пичугин И.С. Структурированный коллар: построение сложных опционных продуктов // Рынок Ценных Бумаг. 2005. № 14 (293). С. 64-68.
2. Буренин А.Н. Форварды, фьючерсы, опционы, экзотические производные. – М.: НТО, 2008. – 512 с.
3. Лунгу К.Н. Линейное программирование. Руководство к решению задач: учебное пособие. – Москва: Физматлит, 2005. – 128 с.

ДИФФЕРЕНЦИАЛЬНОЕ УРАВНЕНИЕ, ВОЗНИКАЮЩЕЕ В ФИЗИКЕ АДРОНОВ ПРИ КОНЕЧНЫХ ТЕМПЕРАТУРАХ

А.С. Цыбанев, А.Ю. Трифонов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

Е-mail: alexanderts1996@gmail.com

Поведение адронов в зависимости от температуры и плотности при условии стабильности геометрии пространства Анти-де-Ситтера [1, 2] связано с решением задачи Штурма-Лиувилля

$$\left[-\frac{d^2}{dz^2} + \frac{4L^2 - 1}{4z^2} F(z) + U_0(z) F(z) \right] \phi(z) = M^2(z) F(z) \phi(z) \quad (1)$$

$$\phi(0) = \phi(z_H) = 0.$$

Здесь обозначено $F(z) = 1 - \frac{z^4}{z_H^4}$, где z_H – позиция горизонта событий, связанная с голографической

координатой z следующим соотношением: $z_H \square z$, $U_0(z) = \kappa^4 z^2 - 2\kappa^2$ – удерживающий потенциал, в

котором κ – скалярный параметр; $M^2(z) = \frac{(p^0)^2}{F(z)} - \vec{p}^2$ – масса адрона, где p^0 – спектральный параметр

задачи Штурма-Лиувилля.

Решение задачи Штурма-Лиувилля (1) найдено в виде степенного ряда.

$$\phi(x) = \sum_{k=0}^{\infty} \frac{x^{2k + \frac{1}{2} + L}}{4k(k+L)} \left[-\omega^2 C_{2k-2} - \left(L^2 - \frac{1}{4} - \Omega^4 \right) + \varpi^2 C_{2k-6} - \Omega^4 C_{2k-8} \right]$$

В котором $\omega^2 = \left((p^0)^2 - \vec{p}^2 + 2\kappa^2 \right) z_H^2$, $\varpi^2 = (-\vec{p}^2 + 2\kappa^2) z_H^2$, $\Omega^4 = \kappa^4 z_H^4$.

Получено уравнение, неявным образом определяющее спектральный параметр.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Colangelo P., Giannuzzi F., Nicotri S., Tangorra V. Temperature and quark density effects on the chiral condensate: an AdS/QCD study [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.arxiv.org/abs/1112.4402v2> – 27.08.12.
2. Alex S. Miranda, C.A. Ballon Bayona, Henrique Boschi-Filho, Nelson R.F. Braga. Glueballs at finite temperature from AdS/QCD [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.arxiv.org/abs/0910.4319v1> – 22.10.09.

ВЛИЯНИЕ КОРРОЗИИ НА ДОЛГОВЕЧНОСТЬ БЕТОННОГО БАРЬЕРА ПУГР АД

Д.О. Чубреев, М.В. Антоненко

ФГУП «Горно-химический комбинат»,

г. Железногорск, Красноярского края, ул. Ленина, д. 53, 662972

Промышленный уран-графитовый реактор АД расположен на территории промышленной площадки Горно-химического комбината, в подземных горных выработках на глубине 200 метров. Реактор остановлен и приведен в ядерно-безопасное состояние и подлежит выводу из эксплуатации по варианту безопасного захоронения на месте. Данный принцип защиты предусматривает сочетание уже существующих и вновь создаваемых защитных барьеров безопасности. После завершения вывода из эксплуатации реактора АД

проникновение грунтовых вод в пункт захоронения радиоактивных отходов начинается с момента деградации защитных барьеров. В этих условиях вода, проходя через графитовую кладку и инженерные барьеры, выщелачивает из них радионуклиды, что приводит к их миграции в прилегающие горные породы.

В работе рассмотрено влияние коррозионных процессов первого и второго вида, возникающих под действием воды и радионуклидов, на долговечность бетонного барьера. Численные исследования коррозионных процессов выполнены в рамках решения дифференциального уравнения второго порядка в частных производных, учитывающего диффузию, растворение и химическое взаимодействие C^{14} и растворимых компонентов цементного камня. С целью защиты бетона от коррозии предусмотрено добавление в состав бетона суперпластификатора С-3.

В работе определен срок разрушения бетонного барьера с учётом добавки суперпластификатора. С помощью рассмотренных зависимостей возможно определить значение концентрации гидроксида кальция по толщине инженерного защитного барьера в любой момент времени и спрогнозировать глубину коррозии бетона. Полученные решения справедливы при постоянных значениях коэффициентов переноса и физико-химических свойствах бетона и жидкости.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Москвин В.М. Коррозия бетона. /М.: Стройиздат, 1952. – 342 стр.
2. Румянцева В.Е., Федосов С.В., Хрунов В.А. и др. Коррозия бетона: проблемы, пути решения.
3. Федосов С.В. О некоторых проблемах теории и математического моделирования процессов коррозии бетона. – Строительные материалы, оборудование, технологии XXI века, 2005, №5, с.20-21.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭЛЕКТРОННОЙ КОМПОНЕНТЫ КОСМИЧЕСКОГО СПЕКТРА НА ОСНОВЕ БЕТА-СПЕКТРОВ РАДИОНУКЛИДОВ

В.И. Беспалов, В.В. Чуликов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: Vladimir-chulikov22@yandex.ru

В результате взаимодействия КА с окружающей космической плазмой на его поверхности образуется электрический заряд. Накопленный диэлектрическими материалами КА электронный заряд может создавать высокую напряженность электрического поля и вызывать электростатические разряды, влияющие на стабильность работы бортового оборудования КА. Электронное космическое излучение имеет непрерывный спектр, монотонно возрастающий с уменьшением энергии электронов, кроме того, оно является изотропным и равномерным в пространстве. При проведении лабораторных испытаний элементов КА на электризацию на основе электронных ускорителей получить одновременно все характеристики электронной компоненты космического излучения очень трудно, особенно изотропное угловое распределение. Однородное пространственное и изотропное угловое распределения электронов на исследуемом образце можно получить, если использовать в качестве источника бета-излучающий радионуклид с достаточными пространственными размерами. Но в этом случае требуется подобрать радионуклид с подходящим бета-спектром или использовать источник с несколькими радионуклидами.

В данной работе представлены результаты расчетов методом Монте-Карло в программе PCLab [1] для геометрии проектируемой вакуумной камеры. Расчеты энергетических, пространственных и угловых распределений бета-частиц на поверхности образца проведены для нескольких бета-источников. На рис.1, и 2

сравниваются плотности распределения интегральных бета-спектров, полученных в камере для радионуклидов $^{155}_{63}\text{Eu}$ ($T=4,75$ года) и $^{147}_{61}\text{Pm}$ ($T=2,62$ года), с интегральным электронным спектром на геостационарной орбите.

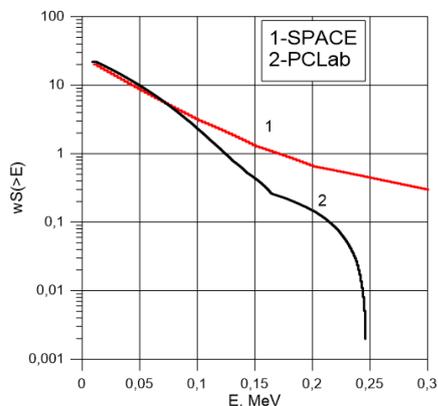


Рисунок 1 – интегральный спектр Eu-155

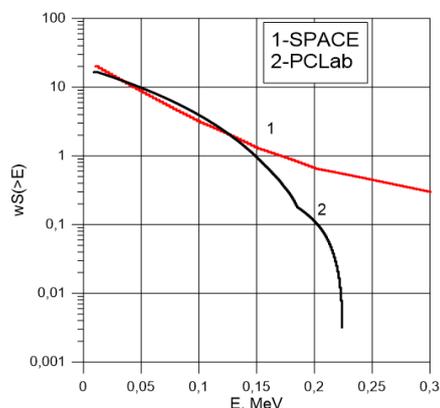


Рисунок 2 – интегральный спектр Pm-147

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Беспалов В.И. Дистрибутив программы «Компьютерная лаборатория». [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://portal.tpu.ru/SHARED/b/BVI/pclab>

РАСЧЕТ РАСПЛАВЛЕНИЯ ЧАСТИЦЫ КВАРЦА В ЭЛЕКТРОПЛАЗМЕННОЙ УСТАНОВКЕ

В.А. Власов, О.Г. Волокитин, В.В. Шеховцов

Томский государственный архитектурно-строительный университет,

Россия, г. Томск, пл. Соляная, 2, 634003

E-mail: shehovcov2010@yandex.ru

Высокие температуры плавления исходного сырья (кварцевый песок) определяют использование энергии плазмы для получения однородного по температуре и вязкости силикатного расплава. Плазменная технология получения силикатных расплавов основана на взаимодействии высококонцентрированных потоков плазмы с силикатным материалом. Предполагается, что процесс плавления частиц осуществляется в электроплазменной установке для получения силикатных расплавов [1]. Актуальным является установление оптимального размера и времени полного расплавления частиц кварца, что обеспечит бесперебойную работу плазмохимического реактора и выработку на основе кварцевого песка силикатного расплава с требуемыми значениями температуры и вязкости.

Целью расчетов являлось определение зависимости времени разогрева и плавления частицы от ее начального радиуса.

На рисунке 1 представлена зависимость времени расплавления $\Delta t_{21} = t_2 - t_1$ от радиуса частицы. На рисунке 2 представлена зависимость времени t_2 от радиуса частицы. Результаты расчета Δt_{21} и t_2 также представлены в таблице 1.

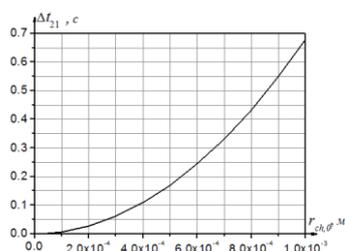


Рисунок. 1. Зависимость Δt_{21} от начального радиуса частиц $r_{0,ch}$

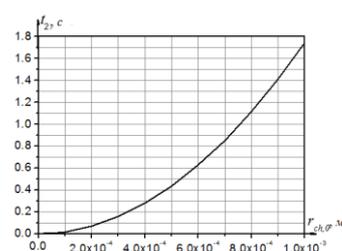


Рисунок. 2. Зависимость времени плавления t_2 от начального радиуса частиц $r_{0,ch}$

Таблица 1. Зависимость Δt_{12} и времени плавления t_2 от радиуса частицы

$r_{ch,0}, M$	10^{-6}	$2 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$5 \cdot 10^{-5}$	10^{-4}	$2 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$	10^{-3}
$\Delta t_{21}, c$	$6.8 \cdot 10^{-7}$	$2.7 \cdot 10^{-6}$	$1.7 \cdot 10^{-5}$	$2.7 \cdot 10^{-4}$	$1.7 \cdot 10^{-3}$	$6.8 \cdot 10^{-3}$	$2.7 \cdot 10^{-2}$	0.17	0.68
t_2, c	$1.7 \cdot 10^{-6}$	$7 \cdot 10^{-6}$	$4.4 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-4}$	$4.4 \cdot 10^{-3}$	$1.7 \cdot 10^{-2}$	0.07	0.44	1.75

По результатам, проведенного математического моделирования и расчета расплавления частицы кварца в электроплазменной установке получены зависимости времени, необходимого для полного расплавления частицы от ее размера. Расчеты показывают, что частицы размером 2 мм (радиусом 1 мм) полностью расплавляются за время 1,7 с, что обеспечивает выработку однородного по температуре и химическому составу силикатного расплава на основе кварцевого песка и исключает процесс кипения расплава с выделением газовой фазы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2503628 Российская Федерация. Плазменная установка для получения тугоплавкого силикатного расплава. Волокитин О.Г. Тимонов Е.В., Волокитин Г.Г., Никифоров А.А., Чибирков В.К.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ВАКУУМИРОВАНИЯ И ЗАПОЛНЕНИЯ ГЕЛИЕМ ПОГЛОЩАЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ

В.В. Балобанов, А.Ф. Виноградов

ПАО «Машиностроительный завод»,

Россия, г. Электросталь ул. Карла Маркса, 12, 144001

E-mail: antanaro@yandex.ru

С 2012 года ПАО «МСЗ» приступил к выпуску поглощающих элементов (ПЭЛ) и элементов органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) ядерных реакторов, производство которых осуществлялось ранее на Московском заводе полиметаллов (ОАО «МЗП»). На первом этапе освоения указанного производства были использованы базовые технологические процессы, принятые на ОАО «МЗП». Затем происходила оптимизация некоторых технологических операций, позволяющая выпускать продукцию требуемого качества, но с меньшими производственными затратами.

В частности, проводятся работы по оптимизации технологии создания гелиевой атмосферы внутри поглощающих элементов. Подбор технологии создания гелиевой атмосферы является трудоемкой задачей. Поглощающий элемент необходимо вакуумировать, заполнить гелием, детектировать гелий на дальнем конце изделия и определить, как быстро гелий покидает изделие.

В процессе проведения работ по оптимизации существующей технологии подготовки поглощающих элементов типа РБМК к герметизации была получена и экспериментально подтверждена математическая модель движения газа через столб поглотителя.

Изделие представляет собой трубку длиной ≈ 3700 мм и диаметром ≈ 7 мм. Трубка по всей длине заполнена поглощающим материалом – титанатом диспрозия, который после засыпки и виброуплотнения имеет порозность 0,32. Откачка производится форвакуумным насосом, в течении трех часов. Начальное давление по всему изделию одинаково и равно атмосферному.

Модель построена со следующими допущениями:

- 1) Перемещение газа в столбе порошка происходит при постоянной температуре, одинаковой по всей длине столба;
- 2) Газ, заполняющий поры, характеризуется плотностью ρ и давлением P , переменными по длине. В поперечном сечении давление и плотность газа постоянны;
- 3) Движение газа определяется средней по поперечному сечению скоростью U , которая, при известной плотности, задает поток массы газа через поперечное сечение;
- 4) Площадь поперечного сечения свободного пространства между зернами титаната диспрозия S постоянна по длине. При движении газа в каналах свободного пространства между частицами поглотителя происходит потеря энергии за счет внутреннего трения, однозначно определяющая величину падения давления.

Полученная модель дает возможность прогнозировать результаты экспериментов и оценивать возможность изменения режимов вакуумирования и опрессовки изделий в процессе изготовления.

Секция 4

Физико-химические и
изотопные технологии в
науке, промышленности
и медицине

FEATURES AND BENEFITS OF TITANIUM AS A METAL FOR HUMAN IMPLANTS

E.V. Bezhko

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: 19rina95@mail.ru

Titanium is found in the middle of the periodic table. The periodic table is a chart showing how chemical elements are related to one another. Titanium, a transition metal, is part of Group 4.

Titanium was one of the first elements discovered by modern chemists. The "modern" chemistry period began after the middle of the eighteenth century. It was the first time when the basic concepts of modern chemistry were developed. Titanium was discovered by an English clergyman William Gregor (1761-1817). Gregor studied minerals as a hobby. He did not think of himself as a chemist, but his research led to the discovery of titanium.

Titanium and its compounds have become very important in modern society. The metal is widely used in a variety of alloys. An alloy is made by melting and mixing two or more metals. It is often said that titanium is a surgical metal.

- Titanium is a unique material because of its high corrosion resistance.
- A distinctive feature of using titanium is not only in its strength, but also in its ability to grow together with the bone.

Indeed, there are titanium alloys used for making various bone implants in surgical practice. Human body is very tolerant to titanium alloys. They are resistant to corrosion in aggressive environment of a human body. On their surface there is an oxide film that prevents implant ion from penetrating into the body. Tissues around such implants do not change.

The advantages of titanium alloys are as follows:

- Titanium alloys are very strong, able to withstand heavy loads;
- They are more durable than chrome, nickel and stainless steel;
- During sterilizing medical instruments by alcohol, burning, formalin, the surface of titanium alloys is not destroyed;
- Titanium alloys do not cause allergies.

Having analyzed the material of titanium, it becomes evident that titanium is really perfect for using it as implants. It has proved extremely popular in medicine all over the world. This metal of "present and future" will soon replace other materials used in this sphere.

REFERENCES

1. Glinka N. L. (1985). General Chemistry. Textbook for universities. London. p.704.
2. Petranov I. V. (1983). Popular Library of chemical elements. [Hydrogen-palladium], Moscow: NAUKA, p.576
3. Zubkov L. B. (1987). Space metal [All about titanium]. Moscow: Science. p.128

THE APPLICATION OF STABLE ISOTOPES OF RARE ELEMENTS

Zh.A. Keneshova, Yu.A. Zakharova

National Research Tomsk Polytechnic University

634050, Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30

E-mail: keneshovajanara@gmail.com

In the last decades there has been a tendency of expanding the range of applications of the materials, metals and high purity compounds used in all branches of science and engineering. The use of rare elements has special significance for modern technology, metallurgical engineering and chemistry [1]. Scientists have learned to change the isotopic composition of elements for obtaining the specific properties of materials in technological activity. Many elements have a large number (more than twenty) of unstable (radioactive) isotopes (an overwhelming majority of them is created artificially). The number of stable isotopes (they exist independently for a long time) is considerably less and, besides, the even Z elements have the greatest variety of isotopes. The objective of the work was to study the application of stable isotopes of more than thirty rare elements.

Nuclear properties of isotopes are used in physics and chemistry: ^{93}Nb , ^{180}W , ^{182}W , ^{183}W , ^{170}Yb are required for research of the structure and characteristics of substances using methods of nuclear magnetic and recoilless nuclear resonance; radioactive isotopes ^{201}Tl , $^{114\text{m}}\text{In}$ and $^{113\text{m}}\text{In}$, $^{87\text{m}}\text{Sr}$ are prepared from ^{203}Tl , ^{113}In , ^{85}Rb for medicine; ^{92}Mo , ^{154}Sm and ^{160}Gd are used in neutron diffraction investigation; ^{46}Ti , ^{151}Eu , ^{159}Tb are practiced in detectors for different purposes; ^{75}Se , used in defectoscopy, is received from ^{74}Se . Gd, Eu, Sm, Hf are used for manufacturing control rods; ^9Be is a nuclear moderator and reflector; ^{113}In is a neutron deflector; ^7Li is a reactor heat carrier. The most important elements for nuclear engineering are ^{157}Gd having the highest capture cross section of neutrons, and Zr, ^{93}Nb used in alloy of partition in nuclear fuel elements [2].

The isotopes of rare-earth and scattered elements are used in optics. ^{141}Pr , Se, Sm, Nd, Er, Yb, Dy, Hf are required for making glasses with special properties; Sr, Yb, ^{151}Eu , ^{153}Eu are employed in the production of phosphors; ^{89}Y , ^{159}Tb , ^{169}Tm , Gd are used in laser technology.

Ti, Zr, ^{51}V , ^{93}Nb , Mo, W, Te, ^{185}Re , ^{45}Sc are alloying additions and constructional materials used in aircraft engineering and rocket production. Such alloys become heat-resistant, anticorrosive and superconducting.

^{133}Cs is a material for an atomic clock. It is an accurate apparatus for chronometry. ^{51}V is used in thermochemical water decomposition. ^{139}La is one of the components of hybrid car accumulators. ^{181}Ta , ^{69}Ga , ^{71}Ga , ^{113}In , ^{203}Tl , ^{205}Tl , ^{185}Re play a role in precision and electric engineering, semiconductor industry. Se and Te are used in photocell in solar energy. The isotopes of Sm, Nd, Dy, ^{159}Tb , ^{165}Ho , ^{169}Tm are required for producing the electromagnets and magnetic alloys. ^{165}Ho , ^{159}Tb , ^{141}Pr , ^{89}Y , ^{185}Re are catalysts in petrochemical and chemical industries.

The number of industry brunches, in which we cannot, but use rare elements is growing with the intensive development of modern science and technology since potential possibilities of rare elements have not been exhausted.

REFERENCES

1. Korovin S.S., Zimina G.V., Reznik A.M. (1996). Rare and scattered elements. Chemistry and technology. Moscow : MISIS Publ. p.376
2. Chekmarev A.M., Tarasova N.P., Smetannikov Yu.V. (2006). Chemisrty, nuclear power engineering and sustainable development. Moscow : Akademkniga Publ. p.288

PORTABLE GAMMA/X-RAY SPECTROMETER

A.A. Kupin, K.S. Bryanskiy

Scientific Supervisor: Dr. A.N. Aleynik

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: amir.kupin@inbox.ru

This paper reviews the research, design and prototyping of a gamma ray detector capable of analysing gamma ray emissions in the range of 50 keV to a few MeV. The objective of the project is to produce accessible portable gamma spectrometer enabling gamma ray energy resolution in a broad range to maximize applications of the device. The primary objective of the project is to measure gamma ray spectrum from radioactive sources over a wide energy range using a silicon detector accurately.

Gamma-ray spectroscopy is an important method of analysis used every day in the applied fields, such as the nuclear industry, geochemical investigation and astrophysics for the quantitative study of the energy spectra of gamma-ray sources. Applying this technology in nuclear engineering, astrophysics, geochemistry, nuclear materials safety and in quality control of raw materials manufacturing gives an opportunity to discover the materials more thoroughly. A detailed analysis of this spectrum is typically used to determine the identity and quantity of gamma emitters present in a gamma source, and is a vital tool in radiometric assay.

A gamma ray spectrometer can record the emissions and plot them on the histogram of energy levels (most commonly measured in kilo to mega electron volt (keV to MeV) range. Since every different radioisotope has a unique gamma ray energy emission, this spectrum can be analysed to determine the type of gamma emitting radioisotopes present.

The main components of the device are: charge sensitive amplifier, pulse forming unit, microcontroller ATmega 16, serial port interface and PC.

Figure 1 shows the $^{241}_{95}\text{Am}$ Spectrum. The graphic interface is developed using program “C Builder”.

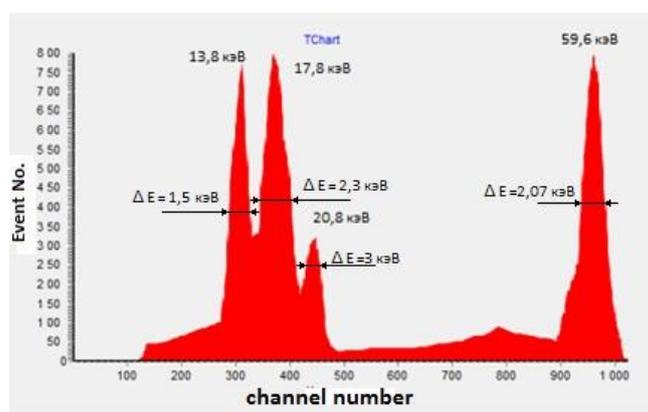


Fig. 1. $^{241}_{95}\text{Am}$ Spectrum

The designed portable spectrometer allows measuring low-energy gamma rays, electrons and alpha particles with reasonable accuracy.

REFERENCES

1. Moll, M., Fretwurst, E., Kuhnke, M., and Lindström, G. (2002). “Relation between microscopic defects and acroscopic changes in silicon detector properties after hadron irradiation,” Nucl. Inst. and Meth., no. B186, pp. 100–110.

- Schroder, D. K. (1990). "Semiconductor Material and Device Characterization", John Wiley & Sons, ISBN 0-471-51104-8.
- Bates, S. J., Dezillie, B., Furetta, C., Glaser, M., Lemeilleur, F., Leon- Florian, E. (1996). "Proton irradiation of various resistivity silicon detectors," IEEE Trans. Nucl. Sci., no. 43, pp. 1002-1008.

POTENTIAL APPLICATION OF ELECTROSPUN POLY (E-CAPROLACTONE) (PCL) NANOFIBERS FOR CONTROLLED RELEASE OF POORLY WATER-SOLUBLE DRUGS

A.A. Rakina, E.A. Genke

Scientific adviser: S.I. Tverdokhlebov, PhD

Language adviser: A.N. Panamaryova, PhD

National Research Tomsk Polytechnic University, Russia,

Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail:

The targeted drug delivery and controlled release of poorly water-soluble drugs present state-of-the-art researches in nanomaterial science. It is caused, firstly, by the necessity of fast and safe release, secondly, by the necessity of high dosage connected with poor water-solubility. Biodegradable electrospun polymer PCL nanofibers seem to be very promising materials for this application [1, 2]. They have already demonstrated good results in experiments with ibuprofen and carvedilol [3]. The aim of our research is to make experimental samples of electrospun PCL nanofibers for paracetamol and to determine their potential as a novel delivery system for poorly water-soluble drugs.

For the preparation of polymer solutions polycaprolactone (PCL), paracetamol and hexafluoroisopropanol (HFIP) were used. For the preparation of (2 wt%, 8 wt%, 16 wt%, 32 wt% based on the dry weight of the polymer) paracetamol-loaded PCL solutions previously dissolved in HFIP paracetamol powders were added to PCL granules and then refilled with the rest of the solvent. Electrospinning of nanofibers was proceeding on NANON – 01 (MECC CO., Japan) with a 200 mm diameter drum collector.

To determine the average diameter of the nanofibers SEM images were used. To study a drug release process scaffold's elements were put into PBS-solution (pH 7.4) for two weeks, at the predetermined time points 200 µl of the solution was withdrawn and replaced with fresh phosphate buffer. Probes were analyzed by HPLC (Agilent 1200 Infinity, Agilent Technologies, USA). SEM imaging of the prepared electrospun scaffolds with an incorporated drug revealed rounded, individual nanofibers with a smooth surface without visible crystals. According to the obtained data a kinetic curve of paracetamol release was formed. The release from the PCL 16 wt/wt. % nanofiber scaffold was fast, reaching more than 97% of the total amount in the first hour.

The obtained results demonstrate that electrospinning can be used for the preparation of highly paracetamol-loaded PCL nanofibers. It is shown that incorporation of such poorly water-soluble drugs, as paracetamol in PCL nanofibrous material leads to their fast dissolution in pH-neutral medium. In conclusion, electrospinning is shown to be a promising approach to the delivery of poorly water-soluble drugs in order to control and enhance their release.

REFERENCES

- Coombes A. G. A. et al. (2004.) Precipitation casting of polycaprolactone for applications in tissue engineering and drug delivery //Biomaterials. vol. 25. №. 2. pp. 315-325.
- Zamani M. et al. (2010). Controlled release of metronidazole benzoate from poly ε-caprolactone electrospun nanofibers for periodontal diseases //European Journal of Pharmaceutics and Biopharmaceutics. vol. 75. №. 2. pp. 179-185.

3. Potrč T. et al. (2015) Electrospun polycaprolactone nanofibers as a potential oromucosal delivery system for poorly water-soluble drugs //European Journal of Pharmaceutical Sciences. vol. 75. pp. 101-113

STRUCTURE OF SALT SOLUTION IN POLAR DIELECTRIC LIQUIDS AND ELECTRICALLY-INDUCED SEPARATION OF SOLVATED IONS

I.V. Shamanin, M.A. Kazaryan, V.N.Gofman, S.N.Timchenko, I.V. Tuksov

National Research Tomsk Polytechnic University

Russia, 634050 Tomsk, Lenin Avenue, 30

E-mail: shiva@tpu.ru

The aim of the study is to demonstrate that separation of solvated ions in mixed salt solution under the action of the external periodic electric field occurs because of around ions, the clusters having dimensions of $\sim 0.1 \mu\text{m}$ and consisting of the solvent molecules are formed.

In investigation the cluster dimensions were defined theoretically, and the value of frequency of the external electric field, which action excites the effect of the solvated ions separation, was determined experimentally [1-3]. The experiments were conducted at the Technical Physics Department of the National Research Tomsk Polytechnic University.

When determining the dimensions of clusters, Poisson's equation was solved, and it was considered that solvent polar molecules were oriented under the action of electric field of an ion. The chemical composition of the solution sample was determined using the X-ray excited fluorescent radiation analysis method.

Theoretical estimates and experimental results confirmed the assumption, that clusters formed around ions in the solutions, have the dimensions of $\sim 0.1 \mu\text{m}$.

At determination of the electric field amplitude-frequency parameters, by means of which it is possible to excite an ion-selective mass transfer in solution, we needed correct estimation of the sizes of covers formed from solvent molecules around ions. Thus, the traditional description of solvated ion properties based on the Debye-Huckel approach, led us to the fact that the ion-selective mass transfer in solution had to take place at the frequencies of external electric field of $\sim 10 \text{ MHz}$. Nevertheless, really ion-selective mass transfer in solution was excited at frequencies of $\sim 100 \text{ Hz}$.

The results of the research have shown that placing of volume distributed electric charge of ion in dielectric liquid is accompanied by the formation of the supramolecular particles called "clusters", the linear dimensions of which are significantly more than the first and the second radiuses of solvation ($\sim 1 \text{ Angstrom}$), and reach a size up to $\sim 0.1 \mu\text{m}$. At such dimensions, the inertial properties of clusters and their natural frequencies give the chance to operate their movement by means of action of the external electric field on the solution.

The conducted theoretical estimation has revealed the possibility of associates (clusters) formation from solvated ions in salt solutions in dielectric liquids. It is probable that the action of external periodic electric field with different intensity amplitudes in half-periods causes the directed motion of not separate solvated ions, but associates-clusters formed by the solvated ion groups. Significantly larger mass of the associate and, consequently, a bigger value of the inertia moment can explain the manifestation range shift of electrically- induced drifting effect of solvated ions towards smaller frequencies at salt concentrations to 10 g/l that comply with the experimental results.

REFERENCES

1. Shamanin I.V., Kazaryan M.A. (2014). Clusters Formation in Salts Solution in Polar Dielectric Liquids and Electrically-induced Separation of Solvated Ions. British Journal of Applied Science & Technology 4(18): pp.2538-2550.
2. Shamanin I.V., Kazaryan M.A. (2012). The Use of Electrical Induced Selective Drift of Solvated Ions in Solutions Phenomena in Technologies. International Journal of Research in Physical Chemistry. Vol. 2. № 4. pp. 40-44..

3. Kazaryan MA, Lomov I.V, Shamanin I.V. (2011). Electro-physics of structured solutions of salts in liquid polar dielectrics. Moscow: Fizmatlit.

ELECTROPHYSIOLOGICAL METHODS TO ASSESS PSYCHO-EMOTIONAL STATE OF A PERSON BASED ON MEDICAL NANOSENSORS

Nguyen Dang Quang

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenina Avenue, 30, 634050

e-mail: kqh1215@gmail.com

Psycho-emotional state is a special form of a human psychical state with the dominance of emotional responses. Emotional displays are essential to response to real-life situations, because they regulate health and functional state of the body [1]. Electrophysiological methods enable to investigate electrophysiological parameters reflecting psycho-emotional state of a person. Electrocardiography (ECG), electromyography (EMG), electroencephalography (EEG), electrooculography (EOG), and galvanic skin response (GSR) are basic methods that allow recording muscles stimulation, palpitation, the blood outflow from the skin surface, brain activity, etc.

ECG is a method for recording potential differences in the heart's electric field occurring during the heart activity. The averaging of all vectors of action potential occurring at a certain moment of the heart's activity influences the ECG results. The deflections from the normal ECG shape can be found in one or more leads, and this greatly helps to diagnose the heart failure.

EEG is a method focused on brain research using the recording of the electrical potential differences arising during the brain activity. EEG characterizes some states of a person (calmness, stress, excitement) because different brain parts respond to different emotional state [2].

GSR is a sensitive indicator of emotional state. It is determined by the changes in the bioelectric parameters of the hand skin (potential differences and impedance). GSR is caused by vibrations of pre-secretory sweat gland activity controlled by the central nervous system. The factors of emotional and mental activity primarily influence GSR.

EMG is a method of bioelectric potentials research arising in skeletal muscles in the excitation of muscle fibers, recording the electrical activity of muscular. EMG recording allows revealing the intention to start movement a few seconds before the movement. Moreover, myogram serves as an indicator of muscular tension.

EOG is a graphical recording of potential differences arising from changes in the eye movements. The anterior pole of a human eyeball is electrically positive, and the back one is negative, therefore, there is a potential difference between the bottom and cornea of the eye, which can be measured.

The improvement of resolution means that to assess psycho-emotional state of a person is currently very important. The Institute of Nondestructive Testing, Tomsk Polytechnic University, is going to develop medical nanosensors to pick-up biopotentials with higher stability of electric potential, stable contact and polarization potentials, and lower interference and impedance. The existing methods of psycho-emotional state assessment combining subjective and objective testing methods are to be used in examining patients.

REFERENCES

1. Bezrukih M. M. Psychophysiology.(2006). Dictionary. M. M. Bezrukih, D. A. Phaber. Psychological lexicon. Encyclopedic dictionary. Moscow: PER SE. p 128.
2. Rusinova V. S. (1987). Brain biopotentials of a person. Mathematical analysis. V. S. Rusinova. – Moscow: Medicine. p.256.

OBTAINING OF THE TITANIUM POWDER FOR ADDITIVE TECHNOLOGIES BY HYDROGENATION

D. T. Zavazieva

Scientific Supervisor: teaching assistant of General Physics department M. S. Syrtanov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: zavazievadarina@mail.ru

Today, a growing number of companies in various industries are turning to additive technologies [1]. The most promising materials are different metals including powders of titanium alloys. Existing methods of metal powders producing on the background of their advantages have a number of disadvantages [2]. In this regard, research in the field of powder metallurgy has gained relevance. In this paper a method of producing titanium powder by hydrogenation is proposed.

For the study, flat samples of commercially pure titanium were prepared. Samples were subjected to mechanical polishing to remove surface dirt. Nickel layer was coated by magnetron sputtering method for deposition time equals to 10 minutes. Nickel coating on the surface increases the rate of hydrogen sorption [3].

Hydrogenation of the samples was produced from the gas environment in the LP Gas Reaction Controller. Obtained brittle metal was subjected to grinding in a planetary type of ball mill. X-ray diffraction analysis of the obtained material was carried out at Shimadzu diffractometer XRD-7000S. Scanning electron microscopy was performed for evaluation of the powder fractions size. The hydrogen concentration in the powder was measured using RHEN602 analyzer.

Dehydrogenation was carried out by step scheme of annealing. After each cycle of dehydrogenation XRD analysis and scanning electron microscopy were carried out.

As a result, in present work the methodology of producing titanium powder by hydrogenation is demonstrated. The proposed hydrogenation parameters allow obtaining a powder with dispersion of micron order. The step-annealing scheme allows gradually removing hydrogen from metal powder. For the purpose of the additive technologies regular spherical particle shape and a specific dispersion are required. Problems of spheroidization and the desired range of isolating fractions require further research.

REFERENCES

1. Berman B. (2012). 3-D printing: The new industrial revolution //Business horizons. V.. 55. №. 2. pp. 155-162.
2. Dovbysh V. M., Zabednov P. V., Zlenko M. A. (2014). Additive technologies and metallic fabrications. Library of the caster. №. 9. pp. 14-71.
3. Bibienne T. et al. (2015). Synthesis, characterization and hydrogen sorption properties of a Body Centered Cubic 42Ti–21V–37Cr alloy doped with Zr 7 Ni 10 //Journal of Alloys and Compounds. V. 620. pp.101-108.

ФРАКЦИОНИРОВАНИЕ ИЗОТОПОВ ЛИТИЯ И МАГНИЯ ПРИ ЗОННОЙ ПЛАВКЕ

Д. В. АКИМОВ, Н. Б. Егоров, М. П. Пустовалова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: akimov@tpu.ru

Природный литий является смесью двух стабильных изотопов ${}^6\text{Li}$ (7,589 %) и ${}^7\text{Li}$ (92,411 %) [1], каждый из которых имеет большое значение, особенно в ядерной энергетике. ${}^7\text{Li}$ в виде гидроксида лития используется в качестве добавки в теплоноситель первого контура водо-водяных ядерных реакторов для

корректировки водно-химического режима, используется в производстве химических реагентов для ядерной энергетики в качестве основного компонента при подготовке ионообменных мембран ядерного класса, входящих в состав оборудования водоподготовки теплоносителя водо-водяных ядерных реакторов [2]. Магний имеет естественную смесь изотопов: ^{24}Mg (78,992 %), ^{25}Mg (10,003 %), ^{26}Mg (11,005 %) [3]. ^{24}Mg применяется для производства радиоизотопа ^{22}Na . ^{25}Mg и ^{26}Mg используются для биологической маркировки при изучении поглощения и метаболизма Mg в организме человека. Литий и магний не имеют летучих соединений, поэтому для разделения их изотопов используют электромагнитный метод [4].

Зонная перекристаллизация, часто называемая зонной плавкой, применяется для глубокой очистки веществ и получения их в монокристаллическом виде. Так как зонной перекристаллизацией можно разделять вещества с очень близкими свойствами, а изотопы с низким содержанием можно с известной долей приближения рассматривать как своеобразную примесь к основному изотопу, то существует возможность изменения соотношения стабильных изотопов в солях и металлах под влиянием зонной перекристаллизации.

В работе изучается изменение изотопного состава изотопов лития и магния в процессе зонной плавки кристаллогидратов перхлората лития и хлорида магния. Исследованы такие параметры процесса как скорость движения зоны расплава и количество зон перекристаллизации, рассчитаны коэффициенты разделения изотопов лития и магния.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Qi H.P., Taylor P.D.P., De Bièvre P. Calibrated Measurements of the Isotopic Composition and Atomic Weight of the Natural Li Isotopic Reference Material // *International Journal of Mass Spectrometry and Ion Processes*. – 1997. – Vol. 171. – pp. 263-268. Фамилия И.О. Название статьи // Журнал. – 2012. – Т.1. – № 11. – С. 71–77.
2. Report to the Ranking Member, Subcommittee on Oversight, Committee on Science, Space, and Technology, House of Representatives «Stewardship of Lithium-7 Is Needed to Ensure a Stable Supply» // *United States Government Accountability Office*. – № GAO-13-716. – 2013. – 31p.
3. Sabatier M., Arnaud M.J., Kastenmayer P., Rytz A., Barclay D.V. Meal effect on magnesium bioavailability from mineral water in healthy women // *Am. J. Clin. Nutr.* – 2002. – Vol. 75. – pp. 65–71.
4. Gusev V.M., Chkuaseli D.V., Guseva M.I. Separation of germanium and magnesium isotopes in a small electromagnetic separator // *The Soviet Journal of Atomic Energy*. – 1957. – 3 (3). – pp. 999–1005.

ПРОЦЕССЫ ТЕПЛОМАССОПЕРЕДАЧИ В НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ПЛАЗМЕ ПРИ ОЧИСТКЕ ГРАФИТА

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

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

Во всем мире одной из актуальных экологических проблем является накопление радиоактивных отходов (РАО). В основном, все твердые радиоактивные отходы (ТРО) относятся к среднеактивным или низкоактивным. В зависимости от удельной активности, а также физического состояния, ТРО могут быть отнесены к различным классам, которые определяют стоимость захоронения. Поэтому разработка способов дезактивации, ведущих к снижению класса РАО, является актуальной задачей.

Отраслевыми организациями предлагаются различные способы переработки ТРО: электроокисление в кислородном электролите, сжигание в среде термического окислителя, пиролиз, плазменная переработка, термохимическая обработка, плавление. Одним из перспективных методов дезактивации РАО является высокотемпературная плазменная обработка отходов в инертной среде, поскольку в плазме достигаются температуры, при которых возможна очистка ТРО от актиноидов, продуктов деления и активации за счет

различие их физико-химических и термодинамических свойств [1]. В работе [2] показано, что в состав ТРО могут входить следующие радионуклиды: ^{137}Cs , ^{60}Co , $^{154, 155}\text{Eu}$, ^{244}Cm , ^{36}Cl , ^{14}C , ^{55}Fe , ^{90}Sr , ^{133}Ba и др. Однако разработка методов и аппаратов для их извлечения из объема РАО требует выявления закономерностей, связывающих параметры дезактивации (температура, давление, скорость высокотемпературного потока, состав газа) и степень извлечения радионуклидов.

Проведено моделирование процесса переработки ТРО в низкотемпературной равновесной плазме. Для этого была разработана квазиодномерная математическая модель процесса тепломассопереноса при сублимации актиноидов, продуктов деления и активации с поверхности дезактивируемых углеродных РАО. В качестве расчетной области выбиралась эквивалентная ячейка бесконечной длины и толщиной области поверхностного загрязнения не более 2 мкм. Решалось уравнение теплопередачи с граничными условиями третьего рода при отсутствии тепловых потерь за счет излучения. В качестве теплоносителя и плазмообразующего газа выбирался аргон, теплофизические свойства которого зависели от температуры и времени дезактивации.

В ходе работы проведена оценка следующих факторов, влияющих на процесс термической дезактивации ТРО в низкотемпературной равновесной аргоновой плазме: среднемолекулярная газовая температура плазмы, скорость газового потока (при ламинарном течении), концентрация радиоактивных загрязнителей и время проведения процесса.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Myshkin V.F., Khan V.A., Izhoikin D.A. et. al. Isotope effects of plasma chemical carbon oxidation in a magnetic field // Natural Science. 2013. V.5. №1. P. 57–61.
2. Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Зубарев В.Н. и др. Возможность утилизации отработавших графитовых втулок реакторов СХК путем сжигания // Атомная энергия. Февраль 2003. Т.94 Вып. 2. С. 130–137.

ИЗУЧЕНИЕ СВОЙСТВ ПОВЕРХНОСТИ И РАСТВОРИМОСТИ ПОКРЫТИЙ ОКСИНИТРИДОВ ТИТАНА ОСАЖДЕННЫХ МЕТОДОМ РЕАКТИВНОГО МАГНЕТРОННОГО РАСПЫЛЕНИЯ

Е.Л. Бойцова, Л.А. Леонова, А.А. Пустовалова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: leonova@tpu.ru

Покрытия на основе оксида и оксинитрида титана на медицинских изделиях вызывают интерес из-за своей отличной биосовместимости, высокой химической стабильности, коррозионной стойкости и низкой токсичности. Оксинитридные покрытия медицинских имплантатов защищают металлическую подложку от коррозионного воздействия сред организма. Целью данной работы являлось исследование морфологии, поверхностных свойств и растворимости *in vitro* покрытий тройной системы Ti-N-O в физиологическом растворе NaCl (0,9%).

Ti-N-O покрытия были получены методом реактивного магнетронного распыления. В качестве подложки для нанесения односторонних покрытий использовались пластины из кристалла NaCl (10×10 ×1мм) [1]. Изображения сканирующего электронного микроскопа Quanta 400 показывают, что покрытие имеет мелкозернистую морфологию поверхности. Структуру покрытия формируют сферические элементы (зерна). Размер зерен варьируется в интервале (6–75) нм [2]. Экспериментальные образцы подвергались растворению в физиологическом растворе NaCl (0,9%, pH=7) в течение 30 суток.

Для обнаружения элементов покрытия в растворителе после извлечения образцов, использовали рентгенофлуоресцентный (РФЛА, Thermo Electron QUANT'X, США) и атомно-эмиссионный (АЭС, ICAP 6300 Duo, США) анализы [3]. Результаты АЭА так же, как РФЛА, указывают на ожидаемо высокую концентрацию натрия в растворе, а микроколичества (следы) титана подтверждают химическую стойкость оксинитридного покрытия.

Поверхностные свойства, такие как смачиваемость и свободная энергия были изучены для определения уровня растворимости Ti-N-O покрытия [2]. Измерения контактного угла смачивания показали, что покрытие является гидрофобным с краевым углом выше 90 градусов и низкой свободной поверхностной энергией. Гидрофобные поверхности склонны к захвату пузырьков воздуха из-за углеводородной контаминации, что может предотвратить адсорбцию белков и адгезию клеточных рецепторов.

Таким образом, экспериментально подтверждена низкая степень растворения покрытия в физиологическом растворе NaCl (0,9%). Спектроскопическими методами анализа (АЭС, РФЛА) установлено, что покрытие Ti-N-O образцов коррозионно-стойко и не вносит изменений в качественный и количественный состав физиологического раствора. Низкая степень растворимости и гидрофобность покрытия, может предотвратить корродирование металлической поверхности, а также остановить выход посторонних ионов с поверхности стальных стентов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Pichugin V. F., Sun Zh, Gutor S. S. J. Surf. Investig. X-ray, Synchrotron Neutron Tech. – 2016. –V.10. – P. 282.
2. Конищев М.Е., Кузьмин О.С., Пустовалова А.А. и т.д. Структура и свойства покрытий на основе Ti-O-N, сформированных методом реактивного магнетронного распыления // Известия вузов.Физика. – 2013. – Т. 56. – № 10. – с 35-40.
3. Беккер Ю. Спектроскопия. – М.: Техносфера, 2009. – 528с.

АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ УВЕЛИЧЕНИЕ ОБЪЕМОВ ПРОИЗВОДСТВА МЕДИЦИНСКОГО ИЗОТОПА ^{99m}Tc НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т

Е.А. Бондаренко, А.Г. Наймушин, М.Н. Аникин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: evgeney345@yandex.ru

В настоящее время радионуклидные методы диагностики и терапии вошли в повседневную медицинскую практику во всем мире. Рынок радиофармпрепаратов потребляет более 50 % всей производимой изотопной продукции [1]. Настоящая работа посвящена исследованию возможности расширения производственных мощностей изотопа ^{99m}Tc на реакторе ИРТ-Т.

Элемент ^{99m}Tc обладает коротким периодом полураспада (6,04 часа), в связи с этим его использование в клиниках имеет определенные сложности. По этой причине широкое распространение получили генераторы на основе ^{99}Mo , результатом распада которого является ^{99m}Tc . Изотоп ^{99}Mo получают путем бомбардировки мишени с ^{98}Mo реакторными нейтронами.

В реакторе ИРТ-Т ^{98}Mo облучается только в каналах, расположенных в «бериллиевой ловушке». В настоящей работе будет рассматриваться возможность организации канала в периферийной части околореакторного пространства для облучения молибдена.

Моделирование активной зоны реактора ИРТ-Т и расчет наработки изотопа ^{99}Mo проводились в программе WIMS-ANL [2]. Для эффективного получения ^{99}Mo , особое значение имеют резонансы в промежутке 907-367 эВ, поскольку именно в этой области сечение реакции $^{98}\text{Mo} + n = ^{99}\text{Mo}$ имеет наиболее высокие значения. Резонансные пики ^{98}Mo изображены на рисунке 1 [3]. На рисунке 2, представлено распределение потока нейтронов по АЗ реактора ИРТ-Т.

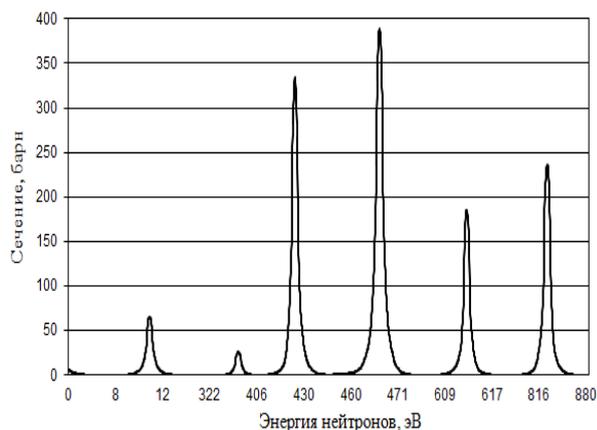


Рисунок 1. Резонансные пики ^{98}Mo

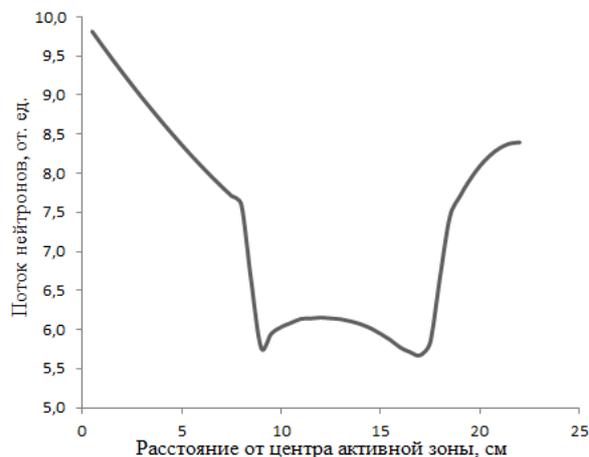


Рисунок 2. Распределение потока по АЗ реактора ИРТ-Т

Результаты проведенных исследований подтверждают гипотезу, что поток в центре выше, чем поток на периферии. Однако в реакторе молибденовая мишень располагается не в центре активной зоны, а в экспериментальном канале на расстояние примерно в 5 см от центра АЗ. Из распределения видно, что существует возможность организации облучения в вертикальных каналах на границы активной зоны реактора. Таким образом, дополнительное облучение ^{98}Mo в периферийных каналах позволит значительно увеличить объемы производства ^{99}Mo в реакторе ИРТ-Т.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Скуридин В.С. Методы и технологии получения радиофармпрепаратов. – Томск: ТПУ, 2012. – 139 с
2. J. R. Deen, W. L. Woodruff, C.I. Costescu, L.S. Leopando: WIMS-ANL User Manual, Rev.2, ANL/RERTR/TM-23, 1998.
3. Korecky J., Nierop D. The European Activation File EAF-4-Summary Documentation, ECN-C-95-075/ ECN Report, Petten, Netherlands. 1995.

СКОРОСТЬ СОРБЦИИ ВОДОРОДА НАНОСТРУКТУРАМИ НА ОСНОВЕ УГЛЕРОДА

Е.А. Борецкий¹, Д.Л. Верхорубов¹, Д.В. Савостиков²

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

²Томский государственный университет систем управления и радиоэлектроники

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 40, 634050

Е-mail: eboretsky@mail.ru

Физико-химические свойства водорода позволяют говорить о возможности его использования в качестве источника энергии. Наиболее важной проблемой на пути интенсивного развития водородной энергетики, становится создание высокочастотной системы хранения водорода [1]. Одними из перспективных систем хранения считается сорбционные, позволяющие осуществлять безопасное хранение водорода за счет наличия сил взаимодействия между аккумулирующей системой и поступающим в нее газом [2].

К наиболее распространенным материалам, способным аккумулировать водород являются различные углеродные модификации, сплавы гидридов металлов и интерметаллических соединений. Целью данной работы является определение кинетических параметров углеродных наноструктурных систем, содержащих в частности титан и никель.

Оценка сорбционной способности проводилась в соответствии с моделью, согласно которой водород представляет собой сверхтекучую жидкость, которая заполняет все существующие в структуре полости. Процесс сорбции характеризовался проникновением водорода внутрь пор сорбента, а время насыщения определялось скоростью диффузии водорода в исследуемый образец.

В качестве основы сорбционной системы была выбрана углеродная сажа. С целью повышения сорбционной способности системы было решено использовать титан в качестве добавки, поскольку он активно взаимодействует с водородом. Для ускорения процесса сорбции водорода предложен никель, который способствует диссоциации молекул водорода, тем самым увеличивая скорость диффузии вглубь. Анализ литературных данных показал, что коэффициент диффузии газа в объем для компонент системы описывается уравнением Аррениуса, а значения энергии активации для титана, никеля и углеродной сажи составляют 53.7, 32.4 и 20 кДж/моль, соответственно.

На основе расчетов рассматриваемых систем установлено, что коэффициент диффузии, а, следовательно, и скорость сорбции возрастают с ростом температуры, также, как и скорость потока газа в объем при увеличении давления. Кроме того, было установлено, что время насыщения образца газом является функцией давления и температуры, и эти зависимости имеют нелинейный характер.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

7. Видяев Д.Г., Савостиков Д.В., Селянин А.С., Сидоркин А.С. О кинетике сорбции водорода наноструктурными композитными материалами // Известия высших учебных заведений. Физика. – 2013. – Т.56. № 11/3. – С. 280–283.
8. Видяев Д.Г., Борецкий Е.А., Верхорубов Д.Л. Определение сорбционных свойств наноразмерных материалов // Альтернативная энергетика и экология. - 2015 - №. 23. - С. 73-77

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ФТОРА ПРИ ТЕРМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКЕ ПРОДУКТОВ СЕРНОКИСЛОТНОГО ВСКРЫТИЯ КОМПЛЕКСНОГО БЕРИЛЛИЕВОГО СЫРЬЯ В АО «УМЗ»

А.Н. Борсук¹, И.И. Жерин², Г.Н. Амелина², И. А. Пивоваров²

¹ АО «Ульбинский металлургический завод»,

Республика Казахстан, г.Усть-Каменогорск, пр. Абая, 102, 070005

² Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

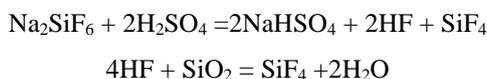
Е-mail: BorsukAN@ulba.kz

Гидрометаллургическая технология переработки комплексного берилл-бертрандита-фенакит-флюоритового ($\text{Be}_3\text{Al}_2[\text{Si}_6\text{O}_{18}]\text{-Be}_4[\text{Si}_2\text{O}_7](\text{OH})_2\text{-Be}_2[\text{SiO}_4]\text{-CaF}_2$) сырья в АО "УМЗ" заключается в предварительной плавке со щелочными флюсами (Na_2CO_3 и CaCO_3) при температуре 1400 °С, водной грануляции плава и последующем вскрытии его серной кислотой (60 %). Присутствие в системе значительных количеств фтора приводит к совместному осаждению примесей и потерям бериллия.

Ранее нами было установлено, что прокаливание сульфатно-кремнезёмных масс позволяет на 40-50 % уменьшить содержание фтора в растворах после выщелачивания из них сульфатов. Однако поведение фтора и формы его состояния в этих процессах не были установлены.

Для решения этого вопроса были использованы методы рентгенофазового анализа, инфракрасной спектроскопии, термогравиметрии и масс-спектрометрии. Установлено, что взаимодействие плава с раствором серной кислоты приводит к разрушению силикатов и алюминатов с образованием растворимых сульфатов, гидросульфатов натрия и кальция и их кристаллогидратов, а также кремнефторидов натрия и кальция.

Нагрев сульфатно-кремнезёмной массы в атмосфере воздуха сопровождается рядом эндотермических процессов с потерей массы. Процессы с максимумом скорости газовой выделению при 96 °С и 153 °С обусловлены потерей свободной (96 °С) и связанной (153 °С) воды. В интервале 200-300 °С в системе протекает процесс, который согласно масс-спектрометрическому анализу сопровождается одновременным выделением воды, SiF₄ и SO₃ и обусловлен взаимодействием продуктов сульфатизации плава по схеме:



Эндотермический процесс в интервале температур 580-650 °С сопровождается выделением SiF₄ и отвечает термической диссоциации Na₂SiF₆. Следующий эндотермический процесс, протекающий в интервале температур 600-800 °С с потерей 12,5 % массы и с выделением газообразного SO₃, указывает на разложение сульфатов.

В общем случае обезфторивание сульфатно-кремнезёмной массы возможно кислотным разложением фторосиликатов при температурах 200-300 °С, либо термической диссоциацией фторосиликатов при температурах 550-650 °С. Термическая диссоциация приведёт к разрушению растворимых соединений бериллия и к значительным потерям бериллия на последующей стадии выщелачивания. Поэтому предпочтительным является кислотное разложение кремнефторидов натрия и кальция концентрированной серной кислотой при температурах от 200 до 300 °С.

ВЛИЯНИЕ ПЛАЗМОПОДАВЛЯЮЩИХ ДОБАВОК НА ЭЛЕКТРОДИНАМИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ВЫСОКОЧАСТОТНОГО ФАКЕЛЬНОГО РАЗРЯДА, ГОРЯЩЕГО В ВОЗДУХЕ

В.В. Вершинин, Ю.Ю. Луценко, Д.Г. Видяев, Е.А. Борецкий

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: werschininww@mail.ru

Высокочастотный факельный разряд в последнее время часто используется в качестве генератора плазмы при проведении различных плазмохимических процессов. В частности, высокочастотные плазменные установки на базе факельного разряда используются [1] при сжигании нефтешламов, а также для утилизации отработанного ядерного топлива. Проведение вышеуказанных процессов происходит с образованием углекислого газа и паров воды. Данные химические соединения обладают выраженными плазмоподавляющими свойствами. Поэтому их наличие в плазмообразующем газе оказывает существенное влияние на процесс горения разряда.

В настоящей работе нами была исследована зависимость величины волнового числа электромагнитной волны, поддерживающей горение разряда, от концентрации паров воды и углекислого газа в разрядной камере факельного плазмотрона.

Определение волнового числа проводилось по методике, приведённой в работе [2]. Измерялось радиальное распределение амплитуды и фазового сдвига радиальной компоненты электрического поля разряда, и сопоставлялось с теоретической кривой. На основе этого сопоставления вычислялись коэффициент фазы и коэффициент затухания электромагнитной волны, поддерживающей горение разряда. Измерения характеристик электромагнитного поля проводились посредством емкостных зондов, перемещаемых в радиальном и осевом направлении относительно плазмоида разряда.

В результате проведённых измерений был установлен немонотонный характер зависимости коэффициента затухания электромагнитной волны от концентрации паров воды. Высказано предположение, что причиной этого явления является изменение характера взаимодействия между молекулами воды при влажности более 90%. Показано, что с увеличением концентрации плазмоподавляющих добавок в плазмообразующем газе наблюдается рост коэффициента фазы и коэффициента затухания электромагнитной волны, поддерживающей горение разряда. Также было установлено, что степень затухания электромагнитного поля в плазме с парами воды существенно превышает степень затухания электромагнитного поля в плазме с углекислым газом.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Каренгин А.Г. Плазмокаталитический реактор для утилизации нефтяных отходов // Известия вузов. Физика – 2004. – т.47. – №12. (Приложение) – С.52 – 55.
2. Власов В.А., Луценко Ю.Ю., Тихомиров И.А. Определение электрических характеристик высокочастотного факельного разряда // Теплофизика и аэромеханика. – 2008. – т.15. – №1. – с. 131 – 137.

ЗКСПРЕССНЫЙ РАДИОИЗОТОПНЫЙ АНАЛИЗАТОР ОБРАЗЦОВ КЕРНА НЕФТЕНОСНЫХ ПОРОД АНКР-3М

Ю.А. Волченко, О.Т. Нургалиев

ООО «Научно-производственное предприятие «Современные технологии и неразрушающий контроль»,

Россия, г.Томск, ул. Косарева,33, оф.126, 634034

E-mail: volchenko_y@mail.ru

Оценка запасов нефтяных месторождений производится по результатам анализа большого количества керна, поднятого из разведочных скважин. Процесс получения информации о пористости керна и массовой доли нефти в породах керна включает несколько разнородных операций: парафинирование и упаковка керна, вывоз его с разведочных скважин авиатранспортом или автотранспортом, определение водонасыщенности и нефтенасыщенности керна методом центрифугирования и экстрагирования, а плотности скелета керна термогравиметрическим методом. Производительность этого анализа (1 анализ за 12 часов) не удовлетворяет нужды практики, а производить его можно только в базовых лабораториях, расположенных далеко от разведочных скважин [1].

Исследования переноса нейтронов и гамма-квантов в керне нефтеносных пород [2] позволили нам разработать экспрессный радиоизотопный анализатор АНКР-3М, общий вид которого показан на Рис. 1.



Рисунок 1. Общий вид анализатора АНКР-3М: 1 – измерительный блок; 2 – концентратор; 3 – компьютер; 4 – образцы керна

Он позволяет определять плотность насыщенного керна, плотность скелета керна, коэффициент пористости керна, а также количество нефти и пластовой воды в порах керна с необходимой точностью. Производительность анализа керна, увеличивается в 30 раз и более. Анализатор АНКР-3М позволяет анализировать керн непосредственно на разведочной скважине.

Анализатор АНКР-3М прошел в 2007г. производственные испытания на скважине № 580-Р Лугинецкого нефтяного месторождения ООО «СТС-Сервис» (Томская область и рекомендован для экспрессного анализа образцов керна в условиях разведочной скважины).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Орлов Л.И., Карпов Е.Н., Топорков В.Г. Петрофизические исследования коллекторов нефти и газа. –М.: Недра, 1987.
2. Волченко Ю.А. Радиоизотопный метод экспрессного неразрушающего контроля керна нефтеносных пород. –В кн.: Известия томского политехнического университета, Том 305, Вып.5, стр. 35-47, 2002.

ОПТИМИЗАЦИЯ СИНТЕЗА РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРЕПАРАТА «¹²³I, ЙОДОФЕН»

А.М. Большаков, А.А. Гарапацкий, В.М. Головков, А.С. Семенов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: golovkov@tpu.ru

Жирная кислота - 15-(п-йодфенил)-3-метилпентадекановая кислота, ФМПК, меченая йодом-123, применяется в кардиологии для диагностики жизнеспособности ткани миокарда.

В данной работе исследованы зависимость выхода радиофармацевтического препарата в процессе мечения субстанции от параметров процесса - температуры, времени реакции, состава и концентрации реакционной смеси, а также типа растворителя.

Оценку качества исходной субстанции ФМПК на химическую чистоту проводили методом ВЭЖХ. Эффективность реакции изотопного обмена измеряли методом тонкослойной хроматографии. На хроматограмме были выделены три пика: фракция исходного йодида-123; промежуточная фракция йода-123; фракция йода-123, связанного с ФМПК.

Определены оптимальные условия, при которых доля примесных фракций минимальна. Достигнутая радиохимическая чистота препарата - не менее 96%.

ФИЗИЧЕСКОЕ ОСАЖДЕНИЕ КАРБОНАТА НАТРИЯ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ ПРОЦЕССЕ ПОЛУЧЕНИЯ ВОЛЬФРАМСОДЕРЖАЩЕЙ ПРОДУКЦИИ

А.Ю. Гартман, Ю.В. Передерин, Р.И. Крайденко, А.Н. Дьяченко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: kyky4ka@sibmail.com

Все известные содовые технологии выщелачивания вольфрамсодержащего сырья потребляют значительное количество карбоната натрия, что является нецелесообразным в масштабах производства в случае отсутствия регенерации. Предлагается введение в технологический процесс самоиспарителя для охлаждения рабочей массы после стадии содового автоклавного выщелачивания, обеспечивая регенерацию соды.

Для возвращения в цикл избытка карбоната натрия необходимо, чтобы его количество в продуктивном растворе снизилось, что предлагается достигнуть за счет снижения количества воды и понижения температуры, в результате чего образуется осадок соды, связанный с уменьшением ее растворимости. Это достигается в самоиспарителе - сосуде, находящимся под давлением 0,15 – 0,2 Мпа, где происходит быстрое охлаждение пульпы вследствие интенсивного испарения рабочей жидкости [1].

Наработка продуктивного раствора производилась путем автоклавного содового выщелачивания (объем автоклава равен 1,7 л) вольфрамсодержащего концентрата раствором соды. При разгрузке рабочей массы из автоклава, находящейся при температуре 225 °С и давлении 2,5 Мпа, в самоиспаритель водный раствор вскипает и частично переходит в пар. Вследствие уменьшения температуры и количества воды карбонат натрия начинает выпадать в осадок. Вакуумирование рабочего объема самоиспарителя приводит к снижению температуры кипения продуктивного раствора, что, в свою очередь, приводит к интенсивному испарению воды. Результаты экспериментов приведены в таблице 1.

Таблица 1. Результаты экспериментов по выделению содового осадка из продуктивного раствора в технологическом процессе содового автоклавного выщелачивания вольфрамсодержащего концентрата

Состав пульпы, загруженной в автоклав	Условия выщ-ия	Содержание соды в продуктивном растворе			Масса содового осадка
		После выщ-ия	После прекращ. кипения	При охлажд. до 10 °С	
200 г W конц. 250 г соды 1000 г воды	t=225 °С p=2,5 МПа V=1,7 л	212,2 г	212,2 г (100 %)	73,2 г (34,5 %)	139,0 г (65,5 %)

Использование самоиспарителя позволяет вернуть на стадию выщелачивания до 65,5 % карбоната натрия.

Возвращение части соды на стадию выщелачивания позволит снизить затраты на закупку выщелачивающего агента. Для уточнения характеристик промышленного самоиспарителя необходимо проведение дополнительных исследований.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Зеликман А.Н., Коршунов Б.Г. Металлургия редких металлов. – М.: Металлургия, 1991. – 432 с.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОБОРОТОВ

И.В. Гайдай, А.И. Рудников, Е.В. Борисюк

АО «Сибирский химический комбинат»,

г. Северск, Томской области, ул. Курчатова, 1, 636000

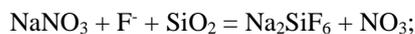
E-mail: gaydayiv@sxk.ru

В настоящее время на всех предприятиях разделительно-сублиматного комплекса (РСК) в период кампании по наработке продукции происходит образование жидких и твердых уран-фторсодержащих оборотов (УФСО).

На АО «СХК» реализована собственная схема переработки УФСО.

Переработка УФСО обусловлена рядом проблем, связанных с наличием фтор-иона в растворах.

Проводится ряд опытно-промышленных испытаний, направленных на обесфторивание оборотов. Одним из предложенных способов является - осаждение фтор-иона на стекле в виде соединения Na_2SiF_6 перед стадией концентрирования урана по реакции:



Для отработки технологии в динамическом режиме в аппарате колонного типа (насадочная колонна), смонтирована установка.

К исходному раствору добавляли NaNO_3 , затем раствор из емкости, с заданным временем контакта фаз был пропущен через слой стекла в колонке и собран в приемную емкость. Проанализированы исходные и конечные концентрации фтора в зависимости от концентрации добавляемого NaNO_3 . В ходе работы производился подбор оптимальных параметров процесса.

На основании полученных предварительных результатов в динамическом режиме, в отличие от лабораторных исследований, не были получены приемлемые результаты по обесфториванию оборотных растворов. На данном этапе исследований не удалось выявить однозначные причины таких результатов. Для определения причин неудовлетворительных результатов на экспериментальном узле предлагается продолжить исследования по отработке режимов обесфторивания с использованием различных конструкций аппаратов, в том числе футерованных.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Отчет по результатам исследований процесса обесфторивания оборотов Сублиматного завода осаждением фтора в виде фторида натрия.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ВОЛОКСИДАЦИИ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА

И.А. Курский, И.А. Меркулов, В.В. Бондин, И.Н. Сеелев, А.В. Васильев, И.И. Жерин

Федеральная ядерная организация Федеральное государственное унитарное предприятие

«Горно-химический комбинат»,

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина 53, 662978

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su, kurskiy70@sibmail.com

В качестве одного из перспективных методов подготовки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) перед гидromеталлургической переработкой значительный интерес представляет метод волоксидации – предварительного (перед растворением) окисления топлива при повышенной температуре. Процесс сопровождается выводом в газовую фазу основной массы летучих продуктов деления (ЛПД): благородных

газов, соединений йода, трития и др. Этот метод позволяет сконцентрировать ЛПД (главным образом, тритий) [1].

Целью данной работы являлась проверка вариантов волоксации ОЯТ, выполненных при различных условиях.

В качестве исходного материала использовались обрезки твэлов длиной 240 мм ВВЭР-1000 с выгоранием 53 ГВт·сут./т урана после 14 – летней выдержки в бассейнах выдержки ОТВС. Обрезки предварительно разрезали на фрагменты длиной 32 мм на установке резки твэлов, работающий по принципу трубореза.

Были проведены четыре опыта по волоксации единичного фрагмента твэла в каждом опыте при температуре 450 ± 30 °С:

– в токе смеси газов (об. %): (12÷15) — CO_2 ; (6÷8) — H_2O ; остальное воздух, в течение 6 и 12 ч (опыты 1 и 3), соответственно;

– в токе смеси газов (об.%): (5-7) — H_2O ; остальное воздух, в течение 6 и 12 ч (опыты 2 и 4), соответственно.

Расход газовой смеси во всех опытах составлял 50 объемов реакционной камеры в час.

Результаты опытов показали, что облученные таблетки в течение 12 часов (опыт 4) при температуре 450 ± 30 °С в газовой среде (об.%): (5-7) — H_2O ; остальное воздух и при объемной скорости обмена газовой фазы 60 объемов в час переходят в порошок U_3O_8 на 98,9- 99,3%

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Б.В. Громов, В.И. Савельев, В.Б. Шевченко. "Химическая технология облученного ядерного топлива". М., Энергоатомиздат, 1983 г.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛНОТЫ ВЫГРУЗКИ ЗАКИСИ-ОКИСИ УРАНА В РЕЗУЛЬТАТЕ ВОЛОКСИДАЦИИ ОЯТ

И.А. Курский, И.А. Меркулов, В.В. Бондин, И.Н. Сеелев, А.В. Васильев, И.И. Жерин

Федеральная ядерная организация Федеральное государственное унитарное предприятие

«Горно-химический комбинат»,

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина 53, 662978

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su, kurskiy70@sibmail.com

В основе технологического процесса волоксации ОЯТ заложена способность диоксида урана окисляться при температурах выше 230 °С, однако более интенсивно процесс протекает только при температурах выше 300 °С. Окисление сопровождается изменением кубической кристаллической решетки UO_2 вначале в гранецентрированную тетрагональную решетку U_3O_7 , а затем в орторомбическую U_3O_8 [1].

Целью испытаний является проведение экспериментов по волоксации необлученного топлива. В ходе испытаний выполнена оценка влияния замятия оболочек твэлов, образующегося в процессе их фрагментации, на степень волоксации и полноту выгрузки порошка волокцированного топлива.

На “холодном” стенде ФГУП “ГХК” проведены испытания установки волоксации на необлученном топливе. Испытания проведены с использованием фрагментов твэлов:

- длиной 30 мм со следующим замятием торцов фрагментов:
- менее 30 % с каждой стороны (1 загрузка);

- около 50 % с каждой стороны (2 загрузка);
- полное замятие с одной стороны (3 загрузка);
- около 50 % с каждой стороны (4 загрузка)

- фрагментов длиной 40 мм с замятием торцов фрагментов около 50 % с каждой стороны (5 загрузка).

Отмечено, что при резке твэлов пневмоножницами происходит разрушение таблеток в местах реза и они высыпаются из фрагмента.

Степень отделения топлива от оболочек для фрагментов, попавших в реакционную камеру, составляет 100% независимо от длины и степени замятия фрагментов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Б.В. Громов, В.И. Савельев, В.Б. Шевченко. "Химическая технология облученного ядерного топлива". М., Энергоатомиздат, 1983 г.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОКИСЛЕНИЯ ОЯТ ПРИ ПОВЫШЕННОЙ ТЕМПЕРАТУРЕ

И.А. Курский, И.А. Меркулов, В.В. Бондин, И.Н. Сеелев, А.В. Васильев, И.И. Жерин

Федеральная ядерная организация Федеральное государственное унитарное предприятие

«Горно-химический комбинат» (ФГУП «ГХК»),

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина 53, 662978,

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

Одним из многообещающих способов подготовки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) перед гидрометаллургической переработкой, вызывающего значительный интерес, является метод волоксации – предварительного окисления топлива при повышенной температуре.

Цель процесса волоксации – это выделение и локализация трития, являющегося бета-активным излучающим нуклидом. Так как в настоящее время самым распространённым методом переработки ОЯТ является водно-экстракционная технология, то если целенаправленно не выделять тритий на начальной стадии переработки ОЯТ перед его растворением, тритий распределится практически по всем водным технологическим продуктам схемы. Это в значительной степени усложняет переработку жидких радиоактивных отходов (ЖРО) и приводит к увеличению их объемов [1].

Целью данной работы является проверка вариантов волоксации ОЯТ, выполненных при различных условиях.

В качестве исходного материала использовались необлученные таблетки ВВЭР-1000.

На первом этапе исследований провели опыты по волоксации двух необлученных таблеток UO_2 без оболочки при температуре $450 \pm 30^\circ C$ в течение 2,5 ч смесью газов, содержащей (об. %): $N_2 - (48 \div 77)$; $O_2 - (12 \div 19,2)$; $CO_2 - (0 \div 30)$; $H_2O - (4 \div 10)$, без встряхивания.

Показано, что при 20-30 - кратном обмене газовой фазы реактора в час полнота перевода таблеток UO_2 в порошок U_3O_8 составляет более 99%. Образовавшийся порошок закиси-окиси урана имел насыпную плотность 2-2,5 г/см³.

Опыты, проведенные в тех же условиях с двумя необлученными таблетками, помещенными в циркониевую оболочку, показали, что выход U_3O_8 составил 40-60%.

На втором этапе провели опыты по испытанию различных способов волоксидации на необлученных фрагментах в условиях механического воздействия на реакционную камеру с частотой 1 встряхивание в секунду.

Результаты опытов показывают, что две необлученные таблетки, помещенные в циркониевую оболочку, в течение двух с половиной часов при температуре $450 \pm 30^\circ\text{C}$ в газовой среде (об. %): $\text{N}_2 - (69 \div 75)$; $\text{O}_2 - (17 \div 19)$; $\text{CO}_2 - (0 \div 10)$; $\text{H}_2\text{O} - (4 \div 6)$ при встряхивании с частотой 1 раз в секунду и объемной скорости обмена газовой фазы 30 объемов в час, переходят в порошок U_3O_8 на 98,9- 99,3%.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Б.В. Громов, В.И. Савельев, В.Б. Шевченко. "Химическая технология облученного ядерного топлива". М., Энергоатомиздат, 1983 г.

ДЕСУБЛИМАЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ С ПОВЕРХНОСТИ ГРАФИТА В РАВНОВЕСНОЙ ГЕЛИЕВОЙ ПЛАЗМЕ

С.В. Макаревич, И.А. Ушаков, Е.Ю. Давыдов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: makarevich@tpu.ru

Наиболее актуальной экологической проблемой является проблема накопления твердых радиоактивных отходов (ТРО), образующихся в ядерном топливном цикле при получении электроэнергии. При этом качественный состав таких отходов, как правило, зависит от параметров и условий эксплуатации ядерных реакторов. Так для некоторых графитовых отходов характерно наличие в них продуктов деления, наиболее опасными среди которых являются ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{36}Cl , ^{60}Co , ^{154}Eu , ^{90}Sr и др. При этом большая часть этих радионуклидов обладает достаточно большой подвижностью и коэффициентом диффузии, что накладывает дополнительные ограничения при выборе способа захоронения облученного графита. В связи с этим требуется разработка методов дезактивации ТРО, обеспечивающих снижение активности радионуклидов до минимально значимой величины.

Существует несколько лабораторных методов утилизации облученного реакторного графита: традиционное сжигание и сжигание в кипящем слое, пиролиз с помощью перегретого водяного пара, лазерное испарение. После сжигания облученного графита с технологическими примесями объем радиоактивных отходов может составлять всего 1-2% от первоначального объема. Однако все перечисленные способы имеют существенный недостаток: образуется газообразный радиоактивный диоксид углерода $^{14}\text{CO}_2$. Большинство предлагаемых способов переработки ведут к образованию ещё большего количества РАО, содержащих ^{14}C и различные неуглеродные нуклиды.

В настоящее время отсутствует технология утилизации облученного ядерного графита, отвечающая современным требованиям и принятая к промышленному применению. Поэтому актуальны теоретические и экспериментальные исследования закономерностей поведения радиоактивных микропримесей в низкотемпературной плазме при переработке графитовых РАО.

В работе представлены результаты математического моделирования процессов тепломассопереноса при воздействии потока гелиевой низкотемпературной плазмы на загрязненные радионуклидами участки графита. В качестве расчетной модели выбрана квазиодномерная математическая модель процесса

теплопереноса при сублимации неуглеродных радионуклидов с поверхности дезактивируемого графита. В качестве расчетной области выбиралась расчетная ячейка бесконечной длины и толщиной области поверхностного загрязнения от 1 мм до 1 мкм. Решалось уравнение теплопередачи с граничными условиями третьего рода при отсутствии тепловых потерь за счет излучения. В качестве переменных параметров выбирались: скорость газа, давление, направление вектора скорости, степень ионизации плазмы, электронная температура, потенциал, концентрация электронов и ионов.

Показано, что при использовании гелиевого теплоносителя увеличивается скорость десублимации радионуклидов с поверхности графита по сравнению с аргоновым теплоносителем.

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

РАСЧЕТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ФАКТОРОВ РЕЗОНАНСНОГО САМОЭКРАНИРОВАНИЯ ДЛЯ АКТИВАЦИОННЫХ ИНДИКАТОРОВ ПРИ НЕЙТРОННОМ ОБЛУЧЕНИИ

И.В. Прозорова, А.Ю. Алейников, Ю.А. Попов

Институт Атомной Энергии НЯЦ РК,
Казахстан, Курчатов, ул.Красноармейская, 10, 71100

E-mail: Prozorova@nnc.kz

Компаративный метод к₀-стандартизации инструментального нейтронно-активационного анализа (к₀-ИНАА) требует предварительного знания некоторых характеристик поля нейтронов для определения эффективного поперечного сечения (n, γ) реакций на изотопах элементов-аналитов. При определении потока или спектра надтепловых нейтронов активационным методом используются активационные индикаторы, спектральная чувствительность которых обусловлена наличием резонансной структуры энергетической зависимости поперечного сечения. При определении скорости (n, γ) реакции на ядрах элемента-мишени индикатора, когда эпитепловой энергетический интервал сечения реакции элемента содержит резонансы, результат измерения средней скорости реакции активации может быть искажен эффектом самоэкранирования. Физический смысл эффекта самоэкранирования заключается в том, что по мере проникновения нейтронов в глубину индикатора происходит изменение спектра нейтронов, падающих на индикатор. При этом спектр нейтронов оказывается все более и более обедненным нейтронами с резонансными энергиями. В том случае, когда в рассматриваемый энергетический интервал попадают один или несколько особо сильных резонансов, внешние слои индикатора эффективно экранируют всю остальную массу индикатора от нейтронов соответствующих энергий даже при сравнительно небольших толщинах индикатора. Вследствие этого, результат измерения скорости реакции начинает зависеть от толщины индикатора.

Целью данной работы являлось определение поправок на резонансное самоэкранирование активационных индикаторов (АИ) при нейтронном облучении. В результате проведенных расчетных исследований были определены зависимости скорости реакции (n, γ) для АИ из золота и тантала от толщины АИ, ядерной концентрации и энергии нейтронов. Получены значения факторов резонансного самоэкранирования в материалах АИ.

На первом этапе расчетных исследований определялись зависимости $G_{res}(t)$ от толщины АИ с помощью программы MCNP5[1]. Далее для аналитических зависимостей, приведенных в литературных источниках, были

подобраны коэффициенты таким образом, чтобы полученные с помощью аналитического выражения и вычисленные с помощью программы MCNP5 зависимости $G_{res}(t)$ имели наибольшее совпадение.

На втором этапе расчетных исследований определялся фактор резонансного самоэкранирования как отношение скорости реакции в реальном образце к скорости реакции в «бесконечно разбавленном» образце.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. X-5 Monte Carlo Team. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5. Vol. I: Overview and Theory. Los Alamos National Laboratory Report: LA-UR-03-1987. – 2003 (Revised 10/3/05). URL: <http://www.nucleonica.net/wiki/images/8/89/MCNPvolI.pdf> (дата обращения: 10.04.2016).

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ НУКЛИДОВ SR82 И I124 ДЛЯ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ НА ЦИКЛОТРОНЕ P-7M ТПУ

С.С. Салодкин, В.В. Исаев, В.М. Головков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: sss2@tpu.ru

Высокая клиническая эффективность использования радионуклидов в медицине в настоящее время не вызывает сомнений. Сегодня радионуклидные методы исследования и лечения широко используются в самых различных областях научной и практической медицины. Одной из таких областей является ПЭТ диагностика, в которой используются β^+ – излучатели с периодами полураспада от нескольких минут до нескольких дней.

Для этих целей активно используются препараты на основе Sr^{82} и I^{124} , применяемые в позитронной эмиссионной томографии для диагностики сердечно-сосудистых заболеваний и заболеваний щитовидной железы.

Целью данной работы является подготовка предложений о возможности получения Sr^{82} и I^{124} для ПЭТ – диагностики с использованием циклотрона P-7M.

Для достижения поставленной цели был проведен анализ материалов, рассмотрены методы получения радионуклидов на циклотроне P-7M, а также изучены возможные реакции для получения соответствующих радионуклидов. В соответствии с выбором метода был проведён эксперимент по получению I^{124} , измерен выход радионуклида, разработана программа для расчёта теоретического выхода ядерной реакции и осуществлено сравнение результатов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Баранов В.Ю. Изотопы: свойства, получение, применение. — М.: ИздАТ, 2000.—704 с.
2. Наркевич Б.Я. Физические основы ядерной медицины. – М.: АМФ – Пресс, 2001. – 60 с.
3. П.П. Дмитриев. Выход радионуклидов в реакциях с протонами, дейтронами, альфа-частицами и гелием-3: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1986. –269 с.

ПОЛУЧЕНИЕ РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРЕПАРАТА НА ОСНОВЕ ПРОИЗВОДНОГО ГЛЮКОЗЫ, МЕЧЕННОГО ЙОДОМ-123

А.С. Семенов, В.М. Головков, В.С. Скуридин, Ю.В. Саушкина, М.С. Ларькина

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

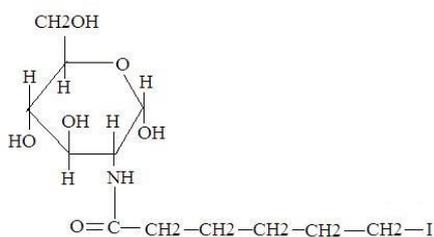
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: semenovas@tpu.ru

В мировой практике наиболее эффективными радиофармацевтическими препаратами (РФП) для ранней диагностики злокачественных новообразований являются меченные радиоактивными изотопами

производные глюкозы. Клетки опухоли отличаются повышенным уровнем метаболизма глюкозы по сравнению с нормальными клетками. Вследствие чего меченные радионуклидами производные глюкозы при введении в организм так же более интенсивно накапливаются в пораженных клетках, что позволяет при получать информацию о местоположении и размерах опухоли за счет высокого соотношения концентраций РФП «опухоль/фон». В России и за рубежом для диагностики онко-заболеваний применяется, главным образом, метод позитрон-эмиссионной томографии (ПЭТ) с РФП 2-фтор-2-дезоксид-D-глюкоза (^{18}F -ФДГ). Количество таких процедур можно резко увеличить, если синтезировать РФП на основе производных глюкозы, меченных однофотонными радионуклидами, это даст возможность визуализации опухолей с помощью более доступных и более распространенных однофотонных эмиссионных компьютерных томографов (ОФЭКТ).

В лаборатории получения радиоактивных веществ НИ ТПУ ведутся работы по получению РФП на основе производных глюкозы, меченных йодом-123. Совместно с кафедрой фармацевтической химии СГМУ разработана субстанция следующего состава:



Мечение субстанции выполняли путём изотопного замещения стабильного ^{127}I в молекуле исходной субстанции на его радиоактивный аналог ^{123}I . Разработан состав реакционной смеси, изучено влияние растворителя, отработана методика экспрессного – одностадийного мечения субстанции. В результате выполнения проекта планируются доклинические исследования на экспериментальных животных РФП на основе производного глюкозы, меченного гамма-излучающим радионуклидом, йодом-123.

В результате выполнения проекта планируются доклинические исследования на экспериментальных животных РФП на основе производного глюкозы, меченного гамма-излучающим радионуклидом, йодом-123.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ № 16-33-00676 «Исследование метаболизма производных глюкозы, меченных йодом-123».

МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ

Фам Уиен Тхи

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: uyenthy1819@gmail.com

В настоящее время производство радионуклидов для медицины является одним из важных и необходимых направлений развития ядерных технологий во Вьетнаме. Уникальность изотопной диагностики заключается в ее точности, надежности, возможности частого применения, а главное, способности диагностировать заболевание уже на ранней стадии. Производство радионуклидов медицинского назначения активно развивающийся раздел современной ядерной индустрии. Оно включает выпуск изотопов – γ - и β -излучателей, применяемых для лучевой терапии, в брахитерапии и внутрисполостнотерапии [1]. Сейчас во Вьетнаме построен ядерный реактор, который используется с целью производства радиоизотопов, применяемых в медицине. Например, изотоп фосфора ^{32}P используется при лечении полицитемии при избытке

красных кровяных клеток. Получаемый препарат ^{99m}Tc применяют для визуализации скелета и сердечной мышцы, а также мозга, щитовидной железы, легких, печени, селезенки.

Данная работа посвящена вопросам изучения методов получения радионуклидов с использованием ядерных реакторов и ускорителей.

Изотопы с избытком нейтронов обычно производятся в ядерных реакторах. Многие радионуклиды нарабатывают на реакторных установках с потоком тепловых нейтронов не ниже $10^{13} \text{ н}\cdot\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ [2]. Основным процессом является облучение нейтронами стабильных изотопов мишени с использованием ядерной реакции захвата нейтронов (n,γ). Примерами являются ядерные реакции типа: $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$, $^{98}\text{Mo}(n,\gamma)^{99}\text{Mo}$, $^{124}\text{Xe}(n,\gamma)^{125}\text{Xe}$ и др. Некоторые изотопы получают по реакции вынужденного деления тяжёлых ядер (уран, плутоний, торий) под действием нейтронов (реакция n,f). Такими элементами являются долгоживущие (например, ^{99}Mo , ^{131}I , ^{133}Xe) или короткоживущие (например, ^{137}Cs , ^{147}Pm , ^{90}Sr) продукты деления.

Ультракоткоживущие радионуклиды нарабатываются на ускорителях (в основном – на циклотронах). На циклотроне ускоряются до высоких энергий протоны, дейтроны и другие лёгкие ионы [3]. На циклотроне осуществляют ядерные реакции: (p,n) (например, $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$, $^{127}\text{I}(p,n)^{127}\text{Xe}$), (d,n) (например, $^{14}\text{N}(d,n)^{15}\text{O}$) и (p,α) (например, $^{14}\text{N}(p,\alpha)^{11}\text{C}$) ядерные реакции. Важно учитывать, что сечения таких реакций экстремально зависят от энергии бомбардирующей частицы. Циклотроны, формирующие пучки протонов с энергиями 0÷10 МэВ, позволяют нарабатывать изотопы, например, ^{18}F , ^{15}O , а с энергиями частиц 17÷30 МэВ получают изотопы ^{124}I , ^{123}I и др. Для наработки медицинских радионуклидов используется еще другие типы ускорителей, например, линейные ускорители электронов, генерирующие жёсткое γ-излучение. На таком ускорителе осуществляется ядерная реакция $^{100}\text{Mo}(\gamma,n)^{99}\text{Mo}$. Далее из ^{99}Mo (материнского нуклида) получают ^{99m}Tc .

С целью организации производства короткоживущих реакторных изотопов медицинского назначения радионуклид должен обладать небольшим периодом полураспада, сравнимым с длительностью диагностики и терапии. Правильный подбор препарата для медицинских целей увеличивает эффективность медицинских исследований.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бекман И.Н. Радиационная и ядерная медицина. Радиохимия том 7. М.: Октопринт. 2012. С 315-319.
2. Баранова В.Ю. Изотопы: свойства, получение, применение. – М.: ИздАТ, 2000. - 410 с.
3. Ziessman H.A., Rehm P.// Nuclear medicine (case review series)//2ed//Elsevier//2010. - 416 p.

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

А.А. Ушаков¹, В.П. Совач¹, А.А. Орлов²

¹АО «ПО «Электрохимический завод»,

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

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: orlova@tpu.ru

При эксплуатации каскада газовых центрифуг (ГЦ) для разделения многокомпонентных изотопных смесей (МИС) возникают нестационарные разделительные процессы. Они снижают эффективность работы каскада и влияют на качество выпускаемого продукта. Известные математические модели нестационарных разделительных процессов в каскадах по разделению МИС [1] имеют ограниченную область применения:

использование их для совместного расчёта нестационарных гидравлических и разделительных процессов невозможно. Для устранения указанных недостатков нами была разработана математическая модель нестационарных гидравлических процессов в каскадах ГЦ для разделения МИС [2].

Дальнейшие работы были направлены на создание математической модели нестационарных разделительных процессов в каскаде ГЦ для разделения МИС. Разработанная модель основывается на положении, что ступень каскада представлена в виде четырёх выделенных объёмов (коллектор питания, ГЦ, коллектор отвала и коллектор отбора) [2]. Совместный расчёт нестационарных гидравлических и разделительных процессов сводится к определению гидравлических параметров каскада по алгоритму, изложенному в работе [2], замене дифференциальных уравнений нестационарного разделения первого порядка разностными уравнениями по неявной схеме Эйлера [3], составлению и решению систем линейных алгебраических уравнений, и нахождению величин концентраций компонентов на каждом временном слое. Проведена верификация разработанной модели путем расчёта параметров нестационарных разделительных процессов в модельном каскаде ГЦ для разделения изотопов криптона. Сравнение полученных расчетных величин параметров с данными других авторов [1] показало, что разработанная математическая модель адекватно описывает нестационарные разделительные процессы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лагунцов Н.И., Левин Е.В., Николаев Б.И., Сулаберидзе Г.А. О некоторых особенностях переходных процессов при разделении многокомпонентных изотопных смесей в каскадах // Атомная энергия. – 1987. Т. 62. – № 6. – С. 394-398.
2. Орлов А.А., Ушаков А.А., Совач В.П. Математическая модель нестационарных гидравлических процессов, протекающих в каскаде газовых центрифуг при разделении многокомпонентных изотопных смесей // Альтернативная энергетика и экология. – 2015. Т. 187. – № 23 – С. 45-50.
3. Пирумов У.Г. Численные методы. – М.: Дрофа, 2003. – 221 с.

ОЧИСТКА ВИСМУТА ОТ РАДИОАКТИВНЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ

В.А. Федотов, И.И. Новоселов, И.В. Макаров

Институт неорганической химии СО РАН

Россия, г.Новосибирск, пр.Академика Лаврентьева,3, 600090

E-mail: fedotov@ niic.nsc.ru

Сцинтилляционные кристаллы ортогерманата висмута $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$ (BGO) находят широкое применение в ядерной физике, физике высоких энергий, геологоразведке, медицинской и промышленной томографии, низкофоновой спектрометрии и других приложениях. При этом важной проблемой для производителей BGO нередко оказывается наличие в кристаллах высокого собственного радиационного фона, обусловленного радиоактивными загрязнениями компонентов шихты для выращивания кристаллов.

При исследовании кристаллов BGO, производимых в Институте неорганической химии СО РАН было показано [1], что высокий собственный радиационный фон обусловлен присутствием α -активного ^{210}Po в металлическом висмуте, который используется для синтеза оксида висмута – прекурсора BGO.

В связи с этим нами были проведены исследования по разработке способов очистки висмута от полония для снижения α -фона кристаллов BGO. В результате, для очистки исходного товарного висмута марки Ви0, Ви00 от полония предложено использовать обработку расплава висмута металлическим натрием. Для использования висмута, извлекаемого из отходов производства кристаллов BGO, очистку от полония предложено проводить цементацией висмутсодержащих солянокислых растворов выщелачивания на

электролизной висмутовой губке. Установлена корреляция фона выращенных кристаллов от эффективности очистки исходного висмута от α -активных загрязнений. При использовании предложенных методик происходит очистка висмута от полония с исходной α -активностью порядка 10^{-1} - 10^{-2} импульс /с до фоновых значений прибора измерения – 10^{-4} импульс /с , что позволяет выращивать низкофоновые кристаллы ВГО (с фоном 0,8-1 Вк/кг).

Разработанные методики защищены патентами РФ и внедрены в малотоннажном производстве высокочистого висмута и высокочистого низкофонового порошка оксида висмута для выращивания кристаллов ВГО в ИНХ СО РАН.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. 1. Grigoriev D.N., Kazanin V.F., Kuznetsov G.N., Novoselov I.I., Schotanus P., Shavinskiy B.M., Shepelev S.N., Shlegel V.N., Vasiliev Ya.V. Alpha radioactive background in ВГО crystals // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A , 2010, V. 623, p. 999-1001.

ВИСМУТ, ЕГО СОЕДИНЕНИЯ В ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЕ

Ю.М. Юхин, К.В. Мищенко, А.С. Даминов

Институт химии твердого тела и механохимии СО РАН,

Россия, г.Новосибирск, ул. Кутателадзе, 18, 630128

E-mail: yukhin@solid.nsc.ru

Производство висмута согласно обзору “Мировой рынок висмута” составило в 2012 году 15500 тонн, а потребление 15000 тонн. При этом 57.2 % мирового потребления висмута используется в виде соединений; 26.4 % в виде металлургических добавок; 8.8 % в виде сплавов и 7.6 % в других сферах [1]. Висмут и его эвтектический сплав со свинцом используется в ядерных реакторах на атомных подводных лодках. Он используется также для получения изотопа Po^{210} , служащего источником энергии на космических кораблях. Перспективно использование висмута в реакторах с жидкометаллическим топливом – ураном, растворенным в расплавленном висмуте.

Показана целесообразность получения растворов различных солей висмута из металла путем его предварительного окисления до Bi_2O_3 . При этом окисление висмута проводили в результате введения в его расплав оксида висмута, нитрата аммония, хлорида или карбоната натрия при $(350\pm 50)^\circ C$ и перемешивании с последующим повышением температуры процесса до $(400-600)^\circ C$. Предварительная механохимическая активация позволяет снизить температуру начала окисления металлического висмута с 350 до $200^\circ C$. Сравнение экстракционной способности экстрагентов кислотного, нейтрального и основного характера свидетельствуют, что для извлечения висмута из азотнокислых технологических растворов практический интерес представляют алкилфосфорные и карбоновые кислоты, а из солянокислых растворов от выщелачивания концентратов нейтральные фосфорсодержащие органические соединения.

Порошкообразный металлический висмут сферической формы с размером частиц 0.1–1 мкм получен в результате термического разложения его соединений в бензиловом спирте при $(150-200)^\circ C$. При этом эффективность восстановления возрастает в ряду: оксохлорид, оксонитрат, оксокарбонат, оксид, окстеарат, оксокаприлат, формиат висмута. Показана возможность получения сплавов висмута с серебром, медью, свинцом или кадмием наноразмерного диапазона в результате восстановления смеси карбоксилатов данных металлов бензиловым спиртом.

Установлено, что очистка висмута от примесных металлов может быть достигнута при его осаждении из нитратных растворов в виде соединения состава $[\text{Bi}_6\text{O}_4(\text{OH})_4](\text{NO}_3)_6 \cdot \text{H}_2\text{O}$ добавлением к ним воды или раствора карбоната аммония при температуре не менее 50°C . Эффективная очистка висмута от примесных металлов позволяет получать по реакции твердый оксогидроксонитрат висмута – раствор лимонной, салициловой, винной, галловой кислот или трибромфенол широко используемые в медицине соединения для лечения желудочно-кишечных заболеваний, а также антисептических и заживляющих средств.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта РНФ, проект № 15-13-00113.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Российский рынок висмута 2015: аналит. обзор, авг. 2015, MetalResearch LLC. – 2015. – С. 12.

Секция 5

Радиационные и
пучково-плазменные
технологии в науке,
технике и медицине

DEVICE CONCEPT FOR MEASURING THE TRANSVERSE DISTRIBUTION OF ELECTRONS IN THE BEAM ACCELERATOR

I. B. Danilova, I. A. Miloychikova, S. G. Stuchebrov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin av., 30, 634050

E-mail: irisna2809@gmail.com

Electron beams are widely used in medicine and other applied sciences. Every day there are more devices based on the use of electron beams [1]. Electron accelerators are used for quality control of materials, intermediates and products of high thickness in order to detect defects in their structure, in nuclear medicine - in the diagnosis and therapy of various fields of scientific and practical medicine (oncology, cardiology, etc.).

There are various methods for determining the spatial characteristics of the electron beam which are necessary to overall understand of the electron flux density in a beam cross-section. The existing methods for measuring these characteristics have a number of drawbacks. Methods based on the use of space-distributed ionization chambers have a low resolution; based on the use of dosimetric films and luminescent detectors, limited by dose beam characteristics. Thus, a need exists to develop new methods for measuring the distribution of the electron flux density in a beam cross-section.

The present work reveals the research of such a system implementation. The proposed method is based on the cross-section scanning beam with a thin strip at different angles. It should be taken into consideration that the number of scanning lines determines the accuracy of the measurement. The cross-section distribution of the electron flux density is reverted by Radon inverted transformation depending from a beam current on the position of the scanning element.

Thus, to measure the electron flux density in the cross-section the following results have been obtained in this paper, which make it possible to provide a device having a resolution of less than 1 mm, weakly dependent on the electron energy.

REFERENCES

1. Electron beam applications [Electronic resource] – Access mode: <http://www.fep.fraunhofer.de/en/Geschaeftsfelder/Elektronenstrahl-Anwendungen.html>
2. StarTrack Detector with OmniPro Advance Software [Electronic resource]. - access mode: <http://www.meditron.ch/radiation-therapy/index.php/hikashop-menu-for-categories-listing/product/84-startrack-detector-with-omni-pro-advance-software>

HARD X-RAY LAUE MONOCHROMATOR

A.S. Gogolev¹, A.A. Kiziridi¹, V.R. Kocharyan^{1,2}, V.V. Margaryan², T.R. Muradyan²

¹National Research Tomsk Polytechnic University, 30 Lenin Ave., Tomsk, 634050, Russia

²Institute of Applied Problems of Physics of NAS RA, Yerevan, Armenia

E - mail: gogolev@tpu.ru

Experimental studies of X-ray diffraction from reflecting atomic planes of X-cut quartz single crystal in Laue geometry influenced by the temperature gradient have been carried out. It has been shown that it is possible to reflect a hard X-ray beam with photon energy near the 100 keV with high efficiency by using the temperature gradient. It has been experimentally proved that the intensity of the reflected beam can be increased by more than order depending on the value of the temperature gradient.

On Figure 1 filtered with 1.6 mm Cu radiation spectrum of “transfer effect” depending on the temperature gradient for the crystal quartz of 9 mm thickness is shown. Energy of the first and the second order has been determined from the spectrum and its values are equal to 46.86 ± 0.05 and 93.33 ± 0.05 keV, FWHM is 2.2 ± 0.1 and 3.4 ± 0.3 keV, correspondently.

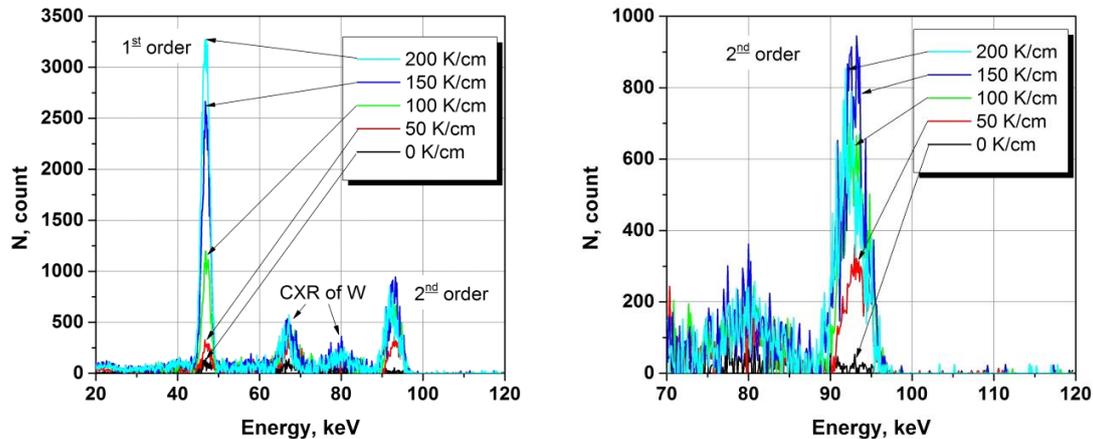


Fig. 1. The spectrum of the reflected beam (a) and zoomed part (b) for different values of the temperature gradient $\Delta T/\Delta x$ applied to the quartz single crystal with the thickness of 9 mm.

The spectral measurements confirm the effect of transfer from passing beam of X-ray radiation to reflecting beam and its dependency on the temperature gradient created in the crystal. Multiple increases in the intensity are caused by the phenomenon of full pumping of the X-ray from the passing direction to the reflecting direction with a big angular width, which is much bigger than the angular width of the Darwin table, and depends on the thickness of the observed mono-crystal. The intensity saturation is parallel to temperature gradients increase due to the fact that in big deformations the extinction length becomes much bigger than the effective thickness of the diffraction of each monochromatic X-ray waves.

This work was supported by The Ministry of education and science of the Russian Federation within “Nauka” Program project # 3761.

REFERENCES

1. A.S. Gogolev et al., (2011) . J. Phys. Conference Series 357 012018
2. Gogolev A, Potylitsyn A and Kube G (2012) J. Phys.: Conf. Ser. 357 012018

STRUCTURE AND OPERATING PRINCIPLES OF ELEKTA PRECISE LINEAR ACCELERATOR

Trinh Van Hien

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

Email: trinhvanhien94@gmail.com

Radiation therapy uses controlled high-energy rays to treat tumors and other body diseases. Radiation works by damaging the DNA inside the cells making them unable to divide and reproduce. Abnormal cancer cells are more sensitive to radiation, because they divide more quickly than normal cells. There are many methods for various applications of radiation, one of the most commonly used method is an application of beam of photons emitted from the accelerator. In this paper, the structure of Elekta Precise accelerator is studied. There are some components of the precise radiation accelerator: gantry stand, gantry, electron gun, accelerating waveguide, treatment head and others.

Two types of waveguide are used in linacs: radiofrequency power transmission waveguides and accelerating waveguides. The components of the treatment head are as follows: an X-ray target, scattering foil, a flattening filter, an ion chamber, a fixed and a movable collimator, and a light localizer system.

Electrons are generated by the thermal radiation from the electron gun (electron guns), which is an operating principle of the accelerator. The acceleration chamber has a transverse acceleration chamber and a chamber standing wave accelerator. Microwave radiation is provided in the form of short pulses, about a few microseconds, and is emitted as pulses of high voltage, 50 kV, from the pulse modulation to the microwave source. Electromagnetic and voltage pulses are injected into the waveguide accelerator at the same time. The energy, which the electron has from high frequency accelerator tube, depends on the amplitude of the electric field, or in other way, it depends on the constant power source of high frequency waves. The electrons are accelerated to the required energy driving past the treatment plant to be used directly by electron beam treatment. When the machine is used in playback mode X-ray photon, the electron beam (which has been accelerated to considerable energy) will be directed at a target made of materials with a greater atomic number Z (X rays target), where electrons emit braking photons and X-ray photons through braking radiation effects. This radiation is used to treat cancer.

REFERENCES:

1. Kądziołka, M. Kisiielewska-Birycka, T. Surowiak, J. Barszczewski, P. F. Kukołowicz. (2006). Information about the first Elekta Precise® accelerator installed in Poland, Report Practical Oncology Radiotherapy. pp. 147-155.
2. Reference to a chapter in a book: E. B. Podgorsak, Chapter 5. (2005). Treatment machines for external beam radiotherapy. Radiation oncology physics: A handbook for Teachers and Students, International Atomic Energy Agency Vienna.
3. L Grevillot, T Frisson, D Maneval, N Zahra, J-N Badel, D Sarrut. (2011). Simulation of a 6 MV Elekta Precise Linac photon beam using GATE/GEANT4, Physics in medicine and biology, 56. pp. 903-918.
4. Faiz M. Khan, Ph.D, The Physics of Radiation Therapy, third ed, Lippincott, Williams and Wilkins, Baltimore, MD (2003).

COMPARISON AND ANALYSIS OF ALGORITHMS FOR DOSE CALCULATION IN TISSUE-EQUIVALENT ENVIRONMENT WITH A TREATMENT PLANNING SYSTEM PLUNC FOR REMOTE RADIOTHERAPY

I.Zh.Khassenova, E.S. Sukhikh

National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: hasenova-indira@mail.ru

The past decade has seen rapid changes in the field of radiation oncology ranging from an increasing shift to evidence-based treatments to a constantly expanding technological armamentarium [1]. For this reason, modern radiation therapy utilizes computer-optimized dose distributions with beam data transferred through a computer network from treatment planning system to accelerator for automatic delivery of radiation [2]. Examples of such planning systems are as follows: XiO and Monaco (Elekta), Eclipse (Varian) software.

PlanUNC is a portable, adaptable, and extensible set of software tools for radiation treatment planning funded by the National Institutes of Health and intended for educational purposes.

The objective of this work is to select the most appropriate treatment plan for providing recommended absorbed dose of ionizing radiation to tumor volume and the minimum dose to organs at risk and normal tissues surrounding the tumor.

The treatment plan was developed for patients with rectal cancer. The simulation was performed on the basis of actual dicom - images of the tumor obtained using modern medical equipment (Computed Tomography Aquilion

Toshiba). The planning for radiation treatment was carried out for photons and high-energy (15 MeV) electrons beams with different geometry:

- “box” - 4 beam (60 Gy / 2 Gy);
- field produced by a multi - petal collimator;
- 5 fields without filters;
- 5 fields with filters;
- “box” - 4 beam (60 Gy / 3 Gy).

Evaluation of the most appropriate radiation dose distribution was carried out on the basis of DVH - histograms.

The present study demonstrates the relationship between the dose distributions and the selected treatment plan. As a result of research, the comparison and analysis of algorithms for dose calculation in tissue-equivalent environment using treatment planning system PLUNC has been conducted. A methodological guide for working with the use of the PLUNC software has been developed.

REFERENCES

1. Gregory M. M., Vassil A.D. (2012). Handbook of Treatment Planning in Radiation Oncology. – M.: Demos Medical Publishing. p.127.
2. Karlsson M., Ahnesjo A., Georg D., Nyholm T., Olofsson J. (2010). Independent Dose Calculations – Concepts and Models. – M.: Estro. p.104.

APPLICATION OF RADIOMETRIC METHODS FOR MINERALS STUDY

D.D. Kundich, S.S. Chursin

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: Kundich..Dasha..1@mail.ru

Radiometry is a set of methods used for measuring ionizing activity of radiation sources. Determination and study of natural minerals and rocks radioactivity is the basis for applying radiometric methods in mining industry. They are widely used in all research, exploration and exploitation stages of mineral products to determine the natural radionuclides in the subsurface rock, ores and processed products. Also, total radioactivity in samples is determined by measuring alpha, beta and gamma radiation, or main radioactive elements are determined separately using combined radiation.

According to the type of radiation, radiometric methods are divided into α -, β -, γ -methods:

1. Alpha radiation is a stream of positively charged particles (nucleus of helium). α -method is used to measure alpha-radiation and determine the concentration of radioactive elements (U, ^{222}Rn , ^{226}Ra , etc.) in radioactive ores and rocks. Application of this method is a complicated task due to special features of alpha-particles.

2. Beta radiation is a flow of electrons (β^- - radiation, or, more often, simply β -radiation) or positrons (β^+ - radiation), which is caused by radioactive decay.

3. Gamma radiation is a stream of electromagnetic radiation of very high frequency. Although the particles are scattered and absorbed by the environment, they have a higher penetration power owing to its electrical neutrality.

Some minerals are radioactive. The examples of radioactive ores are as follows: natural uranium, cinnabar, thorium and others. Therefore, rocks radioactivity can be determined by the rock-forming mineral radioactivity and varies within very wide limits depending on the quality and quantity of minerals, formation conditions, age and

metamorphism intensity. The concentration of radioactive elements in igneous rocks increases from ultramafic to acid rocks. It can be determined using radiometric methods.

REFERENCES

1. E.M. Filippov. (1973). Nuclear Geophysics. Radiometry and Geophysics radioisotope with alpha, beta - and gamma radiation. М.: "Science" Publishing House. p.512
2. Roman Kogan, Igor Nazarov, Shep Friedman. (1969). Basics of natural gamma spectrometry М.: "Atomizdat" Publisher, p.234

RESEARCH OF THE CONDENSED BEAM STOP DYNAMICS UNDER LOADING WITH A HIGH-POWER ION BEAM OF POWER DENSITY $\geq 10^{10}$ W/CM²

Y. V. Daneykin, V. I. Lissov, E. Y. Pimenov
National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050
E-mail: lisovvlad@mail.ru

Active research in physics of shock waves resulted in the development of a wide range of ways of excitement and registration of shock load pulses in condensed media. High-energy concentration, which is achieved by the corpuscular and laser beams exposure of sub-microsecond duration at the condensed beam stop, determines their increasingly wide use both for scientific investigations and when solving different practical tasks.

The processes of intense evaporation, vapour ionization and gas-flame plume formation take on a vital part on exposures at a condensed medium with power density of the thermonuclear range [1]. There is a number of works dedicated to investigation of shock wave and plasma processes under high-power loading [2–4].

The generalized physical-mathematical model, describing the behavior of the metallic beam stop under the external high-power energy exposure, was formulated in course of the research conducted. The characteristics of the aluminum target under the ion beam exposure of power density $\approx 10^{10}$ W/cm² were examined.

REFERENCES:

1. V.I. Bojko, V.A. Skvorcov, V.E. Fortov, I.V. Shamanin. (2003). Interaction of charged particle pulsed beams with matter. М.: Fizmatlit. p.288.
2. V. I. Boyko, Y. V. Daneykin, V. I. Lisov, E. Y. Pimenov. (2015). Generation of Mechanical Waves in Metals under the High Power Ion Beam Irradiation. Advanced Materials Research. -Vol. 1084. pp. 225-233
3. H. Bluhm, K. Boehnel, L. Buth, et. al. (1985). Experiments on KFK's Light Ion-Accelerator KALIF. 5th IEEE Pulsed Power Conference. Arlington. Virginia. pp. 114–118.
4. J.J. MacFarlane, P. Wang. (1996). Simulation of KALIF Applied-B Diode Shock-Wave Physics Experiments. Fusion Technology Institute University of Wisconsin-Madison. UWFD-1005.

CHERENKOV RADIATION AND ITS APPLICATION FOR DIAGNOSTICS OF CHARGED PARTICLE BEAMS

K. E. Popov, A. I. Novokshonov
National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050
E-mail: popovkonstantin09@mail.ru

In this work the application feasibility for diagnostics of electron beam transverse profile using Cherenkov radiation is demonstrated. Electron beam was generated in optical fibers of 0.6 mm thick. The comparison of curves obtained from optical fibers and Gafchromic EBT – 3 X-ray films [1] has been made. The experimental results have been also compared with the model in PCLab program [2]. Using this method of measuring electron beam transverse

profile, a compact diagnostic device can be developed. The research was carried out using MI-6 microtron at Tomsk Polytechnic University.

REFERENCES

1. Sukhikh E., Sukhikh L. and Malikov E. (2015). *Advanced Material Research*, 1084. p. 572
2. Bespalov V.I. Program package EPHCA for statistic modeling of photons and charged particles radiation field. URL: <http://portal.tpu.ru/SHARED/b/BVI/pclab>

INVESTIGATION OF SEASONAL DYNAMICS OF β - AND γ -RADIATION FIELDS VERTICAL PROFILE IN THE SURFACE ATMOSPHERIC LAYER

K.S. Ryabkina¹, A.G. Kondratyeva¹, P.M. Nagorskiy², V.S. Yakovleva¹

¹National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050,

²Institute of Monitoring of Climatic and Ecological Systems (IMCES) Siberian Branch
of the Russian Academy of Sciences,
Russia, Tomsk, Academicheskoy avenue, 10/3, 634055,

E-mail: xeniya_ryabkina@mail.ru

Since 2010 TPU together with IMCES have studied the dynamics of β - and γ -radiation fields vertical profile in the surface atmospheric layer.

On the experimental platform TPU - IMCES for monitoring flux density of β - radiation and the ambient dose equivalent rate of γ -radiation in the surface atmospheric layer scintillation detectors BDPB-01 and BDKG-03 (ATOMTEX, Republic of Belarus) installed respectively at 1, 5, 25, 30, 35 m and 1.5, 25 m are used. The monitoring of meteorological, actinometrical and atmospheric-electrical values is performed via automated information measuring system.

The results of monitoring data for the 2012-2014 years are shown in Figure 1. The variations of β - and γ -background have weakly expressed maximum in summer every annual cycle. It was found out that the gradient of the vertical profile fields of β - and γ -radiation can have different sign depending on the season. In spring, summer and autumn seasons in the absence of snow cover, there is a decrease of β -radiation flux density and γ -radiation dose rate occurring with increasing distance from the earth's surface. The appearance of snow cover leads to a significant change in the vertical profile fields of β - and γ -radiation.

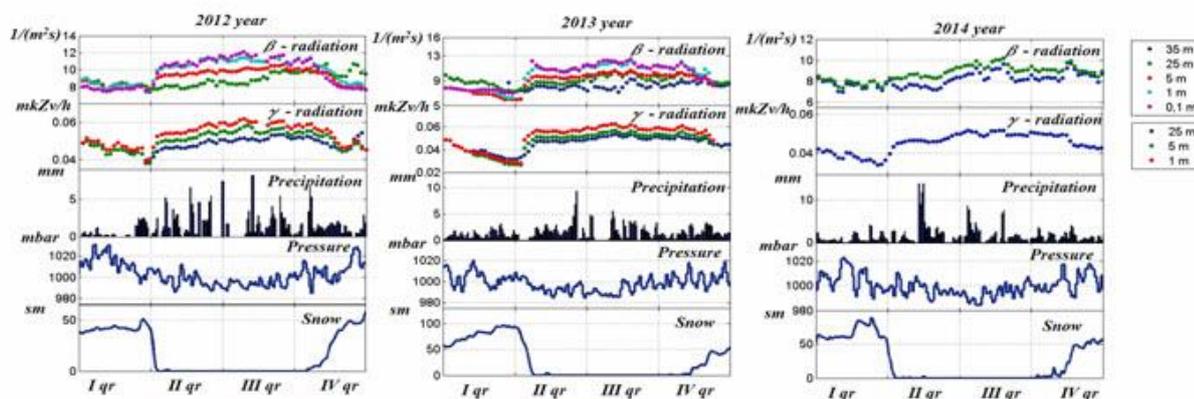


Fig. 1. Dynamics of radiation and meteorological values

Analysis of monitoring results has led to the following conclusions. A significant seasonal change in the vertical field profile of β - and γ -radiation has been revealed. It has been found out that in warm season there is a decrease of β -radiation flux density and γ -radiation dose rate occurring with increasing distance from the earth's surface, and in winter period - an inverse relationship is shown.

REFERENCES

1. [Electronic resource]. URL: http://cimss.ssec.wisc.edu/goes/sounder_tutorial/profinfo.html. (Accessed: 20.04.2016)
2. Center for Ocean-Land-Atmosphere Studies: Model COLA COLA1.1 (R40 L18). (1993). URL: <http://www-pcmdi.llnl.gov/projects/modeldoc/amip/14cola.html>. (Accessed: 20.04.2016)

ELECTRON BEAMS FOR RADIOTHERAPY

D.Y.Sechnaya, D.D. Golub, S.G.Stuchebrov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: Sechnayakoskizlo@mail.ru

In this paper the theoretical component of the electron beams application in radiotherapy is considered. The physical properties of the beams impact on the organ or part of the body affected by tumor are described. Applications of this method are studied, namely for which organs and body parts it is more suitable. Finally, the advantages of this method and future prospects for its use in medicine are found out.

The most important issue in curative cancer treatment is how to maximize effects on tumor without incurring serious damage to normal tissue. Exposure of biological tissue to ionizing radiation immediately leads to ionization and excitation of their constituent atoms making them fall apart in so-called free radicals. They react with other nearby molecules, thereby transferring chemical damage to them and, consequently, to the tumor [1]. Megavoltage electron beams represent an important treatment modality in modern radiotherapy, often providing a unique option in the treatment of superficial tumors (less than 5 cm deep) [2]. Electron beam therapy is performed using a medical linear accelerator. Electron beams have a finite range, after which dose falls off rapidly, eventually to a near-zero value. Therefore, they spare deeper healthy tissue. There is no surface sparing effect, so electron therapy is used when the target extends to the patient's skin.

Electron beam therapy is used in the treatment of superficial tumors, such as cancer of:

- 1) skin: eyelids, nose, ears, lips, scalp, limbs;
- 2) upper-respiratory and digestive tract: floor of mouth, soft palate, retromolar trigone, salivary glands;
- 3) breast: chest-wall irradiation following mastectomy, nodal irradiation;
- 4) other sites: retina, orbit, spine (craniospinal irradiation), pancreas and other abdominal structures (intraoperative therapy), cervix (intracavitary irradiation).

Major attraction of the electron beam irradiation is the shape of the depth dose curve. Region of more or less uniform dose followed by a rapid dose drop-off offers a distinct clinical advantage over the conventional x-ray modalities. Most useful treatment depth, or therapeutic range, of electrons is given by the depth of the 90% depth dose. In some instances, internal shields need to be used to protect underlying sensitive structures.

Electron therapy can be expected to become more sophisticated in the future, as the enthusiasm for intensity-modulated radiation therapy will carry into electron therapy. Advances in electron dose calculations, methods for electron-beam optimization, and availability of electron multileaf collimators will enable further application of the intensity-modulated and energy-modulated electron therapy.

REFERENCE

1. Mayles P, Nahum A, Rosenwald J.C. (2007). Handbook of Radiotherapy Physics: Theory and Practice. – Boca Raton (FL): CRC Press. p.1470
2. Strydom W, Parker W, Olivares M. (2005). Electron beams: physical and clinical aspects, Chapter 8. /Podgorsak EB, editor. – Vienna (Austria): IAEA. p.299

РАДИАЦИОННО-ПЛАЗМЕННАЯ ОБРАБОТКА В ПРОИЗВОДСТВЕ МАТЕРИАЛОВ КОСМИЧЕСКОЙ ТЕХНИКИ

Д. Д. Баинов, О. Х. Асаинов, В. П. Кривобоков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: das@tpu.ru

В связи с возрастающей потребностью в отечественных спутниках, одной из важных задач стала увеличение выпуска их деталей и комплектующих, в том числе элементов защиты от теплового воздействия солнечного света и углепластиковых рефлекторов с повышенным коэффициентом отражения радиоизлучения. Одним из основных этапов их производства является модификация поверхности исходных материалов: пластин стекла К-208 ($40 \times 40 \times 0,1$ мм³), полиимидной плёнки ПМ толщиной 50 мкм и шириной 600 мм, а также углепластика КМУ-4Л.

Исследования показали, что переход от резистивного испарения к протяженным плазменным магнетронным распылительным системам [1] и источникам ионов с замкнутым дрейфом электронов [2] позволяет существенно увеличить выпуск твёрдых элементов тепловой защиты, за счёт повышения числа обрабатываемых за один цикл стеклянных пластин и равномерности осаждения на их покрытия. В ходе работы была решена проблема адгезии покрытия, путём введения в его состав подслоя из оксида сплава индия и олова – ИО, толщиной ~1-2 нм [3]. Также удалось улучшить равномерность подобных покрытий на основе слоя алюминия в случае их осаждения на ПМ [3].

Учитывая, что углепластиковые рефлекторы систем связи спутника имеют диаметры до 2,2 м и, соответственно, обладают большой площадью рабочей поверхности, решение задачи по осаждению на неё отражающей многослойной плёнки также проводилось с помощью протяженных плазменных источников [4].

По результатам исследований создан и внедрён в производство ряд установок [3, 4], где полный цикл обработки исходных материалов осуществляется их периодическим движением в области действия плазменных источников. Опыт эксплуатации установок показал эффективность и перспективность радиационно-плазменной обработки в производстве материалов космической техники.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bräuer G. Large area glass coatings // Surface and Coatings Technology. – 1999. – Vol. 112, iss. 1-3. –P. 358-365.
2. Anders A. Plasma and ion sources in large area coatings: A review // Surface and Coatings Technology. – 2005. – Vol. 200, iss. 5-6. – P. 1893-1906.
3. Ermolaev R. A., Yevkin I. V., Mironovich V. V. et al. Modern thermal control coatings and the equipment for their manufacture // Perspective Materials, Devices and Structures for Space Applications: The Thematic Workshop. – Yerevan, 2009. – P. 54-57.
4. Асаинов О. Х., Баинов Д. Д., Кривобоков В. П. и др. Плазменная технология осаждения отражающего покрытия на поверхность углепластика // Известия вузов. Физика. – 2011. – Т. 54. – № 11/2. – С. 158–161.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОХОЖДЕНИЯ РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ЛАБОРАТОРНОМ КОМПЛЕКСЕ ФАЗОВО-КОНТРАСТНОГО И ТЕМНОПОЛЕВОГО АНАЛИЗА

С.В. Белявский, Д.А. Захаркина, Р.А. Лаас

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: shetlandalexander@gmail.com

Фазово-контрастная и темнопольевая рентгенография значительно расширяют границы применимости рентгеновских методов. Они наиболее эффективны для анализа образцов, содержащих элементы с малым атомным весом, а также органических материалов [1]. Оба метода основаны на интерферометрическом эффекте Тальбота, который заключается в формировании периодически повторяющихся изображений объекта при прохождении через него излучения, так называемый ковёр Тальбота.

Установка (рис. 1) состоит из источника рентгеновского излучения, решетки источника G0, фазовой решетки G1, абсорбционной решетки G2 и детектора, в который источник направляет пучок рентгеновского излучения с высокой пространственной когерентностью и проникаемостью [1-2].

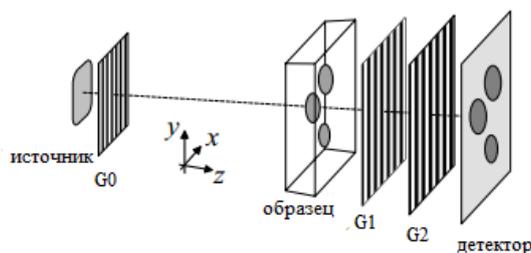


Рисунок 1 – Схема установки

Данные методы анализа очень чувствительны к расположению решеток, и для того, чтобы получить достоверную информацию на выходе, необходимо знать точное расположение каждого объекта [3]. Отсюда возникает необходимость моделирования установки в программной среде.

Для моделирования была выбрана среда GEANT4, созданная в CERN для симуляции взаимодействия излучения с веществом. Области применения этой среды лежат в ядерной физике, физике высоких энергий и физике ускорителей [4]. В лаборатории НИ ТПУ находится источник излучения - рентгеновская трубка с напряжением 60 кВ и линейно падающей интенсивностью излучения, а также кремниевый детектор гамма-излучения толщиной 5 мм и с диаметром чувствительной поверхности 12 мм.

В результате моделирования планируется получить необходимые расстояния для расположения дифракционных решеток, а также посчитать квантовую эффективность детектора. Это позволит спрогнозировать возможные проблемы при настройке установки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Pfeifer F., Bench M., Bunk O., Hennrich B., Kraft P., David C. X-ray dark-field and phase-contrast imaging using a grating interferometer // Journal of Applied Physics. – 2008. – Vol. 10. – №105. – p. 102006.
2. Guo J., Liu X., Zhou B., Du Yang, Lei Y., Niu H. Development of key devices of grating-based x-ray phase-contrast imaging technology at Shenzhen University // Journal of Applied Physics. – 2012. – Т. 10. – №1466. – С. 61-66.
3. Als-Nielsen J., McMorrow D. Elements of modern x-ray physics, 2nd ed. Chichester: Wiley, 2011. 420 p.
4. Geant4 [Электронный ресурс]: офиц. сайт. Режим доступа: <http://geant4.web.cern.ch/geant4>, свободный (дата обращения: 14.04.2016)

ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ВНУТРИПОЛОСТНОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ

Д.В. Вьюшков, Е.С. Сухих

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vdv89528952472@gmail.com

При лечении злокачественных новообразований одним из основных методов является лучевая терапия. В настоящее время существует огромное множество протоколов по проведению подобных процедур. Однако, прежде чем приступить к лечению пациента необходимо оптимизировать международные протоколы лечения под оборудование, которым располагает данное медицинское учреждение. Целью данной работы является разработка, оптимизация и введение внутреннего протокола лечения на гамма-терапевтическом аппарате MultiSource с использованием системы планирования HDR+, совмещенной с системами визуализации мишени для проведения внутрисполостной лучевой терапии на базе Томского областного онкологического диспансера [1-3].

Одним из наиболее популярных аппаратов для проведения внутрисполостной лучевой терапии является аппарат MultiSource, работающий по принципу «afterloading», при котором радиоактивный источник Co-60 по заданной программе последовательно движется в каналах аппликаторов, создавая изодозное распределение изменением времени стояния в определенной позиции [4].

В ходе работы, по показаниям, были отобраны пациенты, проведена их предлучевая подготовка, визуализированы критические органы и мишень (использовались контрастные препараты). Для повышения точности визуализации, с учетом ограничения возможностей КТ и МРТ, в планирующей системе HDR plus использовалась функция «fusion» для совмещения МРТ и КТ изображений, в результате была создана 3D модель пациента. При помощи системы HDR plus разработан индивидуальный план лечения: виртуальная модель эндостатов совмещается с 3D моделью пациента, далее с учетом контрольных точек интереса и распространенности процесса, в соответствии с принятым международным протоколом лечения, формируется изодозное распределение от источника Co-60 [5].

Гарантия качества проводимого лечения осуществляется средствами in-vivo дозиметрии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Mazon J.-J., Ardiet J.-M., Haie-Méder C. et al. GEC-ESTRO recommendations for brachytherapy for head and neck squamous cell carcinomas // Radiother. Oncol. 2009. Vol. 91, Issue 2. P. 150–156.
2. Паспорт - Аппарат гамма-терапевтический контактного облучения multisource HDR. - 94 4450 изд. - С. 12.
3. Palmer A., Mzenda B. Does the Choice of Isotope, 60Co or 192Ir, Affect Treatment Planning Techniques and Outcomes for High Dose Rate (HDR) Brachytherapy // Int. J. Radiat. Oncol. Biol. Phys. 2010. Vol. 78, Issue 3.
4. International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) (1998) Report 58: Dose and volumespecification for reporting interstitial therapy.
5. Sresty N.V., Ramanjappa T., Raju A.K. et al. Acquisition of equal or better planning results with interstitial brachytherapy when compared with intensity-modulated radiotherapy in tongue cancers // Brachytherapy. 2010. Vol. 9 (3). P. 235–238.

О ПЕРСПЕКТИВАХ ПОЛУЧЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ МЕДИЦИНСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ НА ЦИКЛОТРОНЕ ТОМСКОГО ПОЛИТЕХНИЧЕСКОГО УНИВЕРСИТЕТА

В.М. Головкин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: golovkov@tpu.ru

Радиоактивные нуклиды (РН) находят широкое практическое применение, не только в науке, технике, но в медицине для исследований биохимических процессов в организме человека с помощью радиоактивных индикаторов, для диагностики функционального состояния органов и физиологических систем, для терапевтического воздействия на опухоли, в особенности на злокачественные опухоли и их метастазы.

В зависимости от области применения, требования к ядерно-физическим характеристикам РН существенно изменяются, вызывая необходимость использования РН большинства химических элементов, которые можно получать либо на ядерном реакторе, либо на циклотроне.

РН, получаемые в реакциях с заряженными частицами на циклотроне применяют в тех областях медицины, например, в позитронно-эмиссионной диагностике, где реакторные РН нельзя применять.

В докладе рассмотрены возможности получения: ^{18}F , ^{123}I , ^{124}I , ^{111}In , $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$, ^{82}Sr , ^{186}Re , ^{211}At , $^{225}\text{Ac}/^{214}\text{Bi}$ с помощью действующего циклотрона типа Р7М и перспективного 30 МэВ циклотрона Томского политехнического университета с целью обеспечения потребностей Томского центра ядерной медицины и рынка радиофармацевтических препаратов.

ВЫХОД ВОДОРОДА ИЗ СПЛАВА Zr1%Nb ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ ЭЛЕКТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

А.С. Долгов, Ю.И. Тюрин, В.С. Сыпченко, Н.Н. Никитенков, Чжан Хунжу, Н.Д. Толмачева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, Томская область, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634034

E-mail: ellsworth@tpu.ru

Изучению механизмов равновесной и стимулированной излучением диффузии водорода в твердых телах, в том числе и неупорядоченных, разработке моделей этих механизмов уделяется большое внимание на протяжении последних 30-ти лет. Среди недавних работ в этом направлении можно выделить работы [1–3]. В работах [4–6] рассматриваются вопросы, связанные с электронно-стимулированной десорбцией.

В отличие от моделей электронно-стимулированной десорбции (ЭСД) [7–9], рассматривающих, как правило, энергии электронов от 0.5 до несколько кэВ, в круг наших интересов входили не только процессы формирования и отрыва молекул водорода от поверхности металлов, но и процессы активации диффузии водорода из глубины образца, поскольку используемые нами энергии составляют десятки кэВ. При таких энергиях глубина проникновения электронов в металлы составляет несколько микрометров. Кроме того, эксперимент показывает, что удаление водорода при таких энергиях может происходить из всего объема массивного образца (под массивными здесь имеются ввиду образцы с размерами на один–два порядка превышающими размеры поперечного сечения электронного пучка). Поэтому экспериментальный метод (измерение интенсивности выхода водорода в зависимости от времени облучения), который мы используем, логичнее называть не методом ЭСД, а ЭСГ – электронно-стимулированное газовыделение или РСГ – радиационно-стимулированное газовыделение.

В рамках первого этапа серии экспериментов использовался сплав Zr-1%Nb в виде фольги толщиной в 50 мкм. Насыщение водородом образцов осуществлялось в электрохимической ячейке в 1М растворе серной кислоты в течение 1 часа, плотность тока $I=0.5\text{A}/\text{cm}^2$.

Для оценки влияния электронного облучения на выход водорода из образца были выполнены эксперименты по термостимулированному (ТСГВ) и радиационно-стимулированному газовыделению (РСГ) водорода из образцов Zr-1%Nb в вакуум.

При исследовании РСГ насыщенный водородом Zr-1%Nb облучался пучком с энергией 30 кэВ и плотностью тока пучка $I=3\text{мкА/см}^2$ и $I=10\text{мкА/см}^2$. Регистрация выхода водорода при РСГ и ТСГВ осуществлялась квадрупольными масс-спектрометрами.

В ходе эксперимента подтверждены следующие факты:

1. Нелинейной зависимости выхода изотопов водорода от плотности тока воздействующего на образец электронного пучка.
2. Зависимости выхода водорода от времени облучения образца.

Диффузия водорода и дейтерия со скоростью, заметно превосходящей скорость термически равновесной диффузии H, D в металлах, может протекать при наличии долгоживущих, в масштабе времен однофононной и электронной релаксаций, колебательно-возбужденной H, D – подсистемы в металлах. Возбужденная водородная подсистема металлов стимулирует процесс диффузии не энергией тепловых флуктуаций kT , а избыточной энергией неравновесных колебаний $\hbar\omega_H$ в водородной подсистеме металлов, подпитываемой внешним ионизирующим излучением. В этом случае эффективный коэффициент и скорость диффузии $D_0 \exp(-E_{акт} / \hbar\omega_H)$, D_H / kT могут заметно превосходить их равновесные значения $D_0 \exp(-E_{акт} / kT)$.

Энергия неравновесных колебаний зависит от nH - концентрации атомов водорода в металле и равна $\hbar\omega_H = \hbar e \sqrt{n_H / m_p \epsilon_0}$. В модели плазменных колебаний изотопов водорода в металле напрямую проявляются коллективные свойства внутренней водородной атмосферы. Рост частоты плазменных колебаний с увеличением концентрации введенного водорода объясняет нелинейные эффекты в зависимости плотности радиационно-стимулированного потока изотопов водорода из металлов от концентрации введенного водорода.

Нелинейность в зависимости плотности потока изотопов водорода из металлов от тока электронного пучка объясняется, в рамках приведенной модели, увеличением скорости выхода атомов водорода на поверхность и стимуляцией излучением десорбции молекул водорода с поверхности. Более ярко выраженные эффекты стимуляции неравновесного выхода протонов водорода из металлов под действием электронов могут быть объяснены снижением потенциального барьера на пути выхода водорода из металла в вакуум.

Прикладной характер обнаруженного явления состоит в следующем:

1. Разработка способов низкотемпературного удаления водорода из конструкционных материалов и восстановления их механических свойств.
2. Дозированное извлечение водорода из накопителей водорода (водородная энергетика).
3. Радиационные технологии предотвращения водородного охрупчивания.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гапонцев А.В., Кондратьев В.В. Диффузия водорода в неупорядоченных металлах и сплавах. УФН, 2003. Т. 173. №10. С. 1107-1129.
2. Магазин И. О. Моделирование процесса диффузии водорода сквозь металлические мембраны. Автореф. дисс. канд. физ.-мат. наук. Владимир, ВГУ, 2006, 15 с.

3. Смирнов Л. И. Диффузия и закономерности поведения водородной подсистемы в системах металл-водород. Автореф. дисс. докт. физ.-мат. наук. Москва, МГУ, 2003, 39 с.
4. Тюрин Ю.И., Чернов И.П., Кренинг М., Баумбах Х. Радиационно-стимулированный выход водорода из металлов. Томск: Изд-во Том. Ун-та, 2000, 264 с.
5. V. V. Larionov, Yu. I. Tyurin, N. N. Nikitenkov, A. S Dolgov. Diffusion of Hydrogen in Steel by Electron Irradiation, *Advanced Materials Research*. 1084 (2015) 115-120.
6. Давыдов С.Ю. О температурной зависимости выхода ионов при электронно-стимулированной десорбции Письма в ЖТФ, 1997, том 23, № 19. С. 90-94
7. Оура К., Лифшиц В.Г., Саранин А.А., Зотов А.В., Катаяма М. Введение в физику поверхности. Москва: Наука, 2006, 490 с.
8. Фелдман Л., Майер Д. Основы анализа поверхности и тонких пленок. – М.: Мир, 1989.
9. Вудраф Д., Делчар Т. Современные методы исследования поверхности. - М.: Мир, 1989.

ВЛИЯНИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ИОНОВ ГЕЛИЯ НА ПРОЦЕССЫ ФОРМИРОВАНИЯ ПРОТОН-ПРОВОДЯЩИХ СВОЙСТВ ПОЛИМЕРНЫХ ФТОРСОДЕРЖАЩИХ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ МЕМБРАН

А.А. Дюсембекова, В.В. Сохорева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aad38@tpu.ru

Целью настоящей работы было исследование формирования проводимости и свойств в фторсодержащем полимере фторопласт-2М при радиационно-химическом воздействии.

В эксперименте использовали полимерную пленку фторопласт-2М производства фирмы «Пластполимер» (Санкт-Петербург) с номинальной толщиной 20 мкм. Для получения мембраны пленку фторопласт-2М облучали ускоренными на циклотроне Р-7М ФТИ ТПУ ионами гелия (с энергией ~1 МэВ/нуклон). Плотность тока пучка составляло 0,2 мкА/см². Поглощенная доза (Д) рассчитывалась по суммарному току с ламелей пробника циклотрона. Радиационно-прививочную полимеризацию осуществляли по методу пост-эффекта (метод предоблучения) из жидкой фазы мономера. В качестве мономера использовали смесь раствора стирола и толуола в соотношении 2:1. Степень прививки стирола определяли гравиметрическим методом. Непривитый мономер был удален с поверхности образцов, путем промывки в толуоле. Далее образцы высушивались в термостате при $t=40^{\circ}$ С три часа и взвешивались. С ростом толщины пленок увеличивается степень прививки, что возможно обусловлено диффузией мономера вглубь полимерного материала [1, 2]. Это благодаря большой гибкости цепей молекулы мономера, который легко диффундирует внутрь материала и степень прививки повышается. Краевой угол смачивания водой (θ) определяли гониометрическим методом [3]. Для измерений использовали свежеперегнанную дистиллированную воду. Для качественного подтверждения зависимости возникновения свободных радикалов от поглощенной дозы были проведены исследования методом УФ-спектроскопии на спектрофотометре СПЕКС ССП серии 705. Спектры-УФ на пропускание и поглощение были получены в интервале длин волн от 210 до 300 нм. Для определения рельефа поверхности исходной и модифицированной пленки использовался атомно-силовой микроскоп NTEGRA Spectra (НТ-МДТ). Работу с АСМ проводилось при полуконтактном режиме.

Закрепленный таким образом мономер стирола в полимере являющийся допантом, при последующем сульфировании придаст полимерной матрице протонопроводящие свойства.

Исследования проводились при финансовой поддержке в рамках реализации государственного задания Минобрнауки России на 2014-2016 годы по теме № 1750.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ishigaki I., Sugo T., Senoo K. Ion exchange membranes and separation processes with chemical reactions // Radiat. Phys. Chem. – 1981. – V. 18. – P. 899.
2. Шункевич А.А., Попова О.П., Солдате В.С. // Журнал прикладной химии. – 1986. – Т. 59. – С. 2708.
3. Мулдер М. Введение в мембранную технологию. М.: Мир, 1999.

ВОЗМОЖНОСТЬ СОЗДАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ НТЛ КРЕМНИЯ В РЕАКТОРЕ ИРТ-Т НА КАНАЛЕ С ОДНОСТОРОННИМ ДОСТУПОМ

В.А. Варлачев, А.В. Головацкий, Е.Г. Емец, Я.А. Бутько

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: emecevgeny@tpu.ru

На реакторе Томского политехнического университета ИРТ-Т [1] большое внимание среди других радиационных технологий уделяется нейтронно-трансмутационному легированию кремния (НТЛ). Эта технология была создана в 1985 году [2] на базе горизонтального экспериментального канала реактора ГЭК-4. С тех пор она непрерывно совершенствовалась с точки зрения качества и производительности НТЛ.

Производительность легирования на настоящий момент по разным причинам возможности реактора ИРТ-Т пока составляет не более 20%. И, тем не менее, в настоящее время на ИРТ-Т производится за год 4-5 тонн НТЛ кремния.

Для определения возможности создания технологии НТЛ на канале, имеющем односторонним доступ, в работе были получены распределения вдоль оси горизонтального экспериментального канала ГЭК-1 и по его радиусу, а также спектр нейтронов. Результаты приведены на рис.1 и рис.2. Доля тепловых нейтронов в спектре составила 75%.

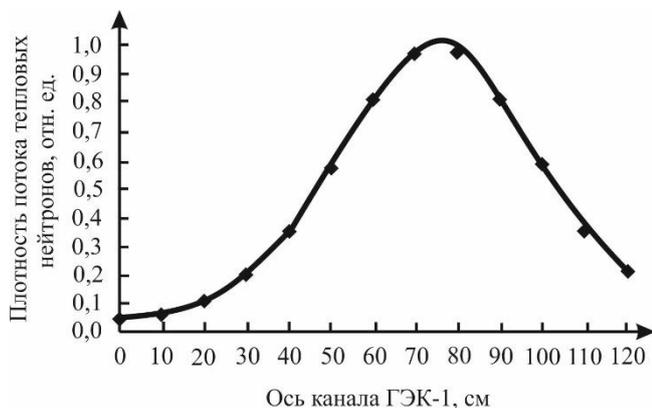


Рисунок 1. Распределение потока тепловых нейтронов вдоль оси ГЭК-1

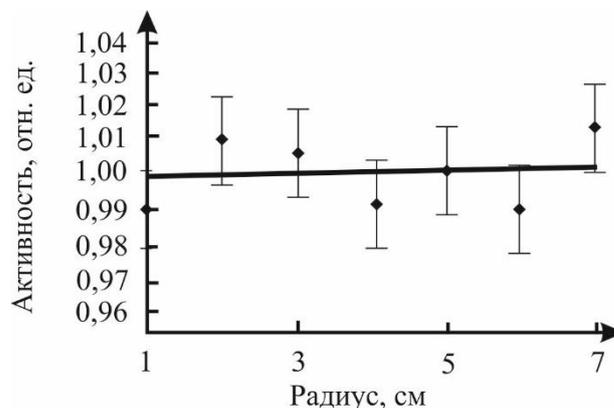


Рисунок 2. Распределение потока по радиусу канала ГЭК-1

Полученные результаты позволили сделать вывод о том, что в канале ГЭК-1 возможно реализовать технологию НТЛ, не уступающую по своим характеристикам, созданной на канале ГЭК-4.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Варлачев В.А., Солодовников Е.С., Дудкин Г.Н. Использование исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т для решения прикладных и фундаментальных задач//Известия вузов. Физика, 2010 -т.53, -№10/2. с.304-309
2. Варлачев В.А. Кузин А.Н., Лыхин С.В. Солодовников Е.С. Усов Ю.П., Фотин А.В. Томский комплекс нейтронно-трансмутационного легирования кремния. “Атомная энергия”, т.79, вып.1, июль 1995, с.38-40.

МОДИФИЦИРОВАНИЕ ПОВЕРХНОСТИ КЕРАМИКИ КАРБИДА БОРА ИОННО-ПЛАЗМЕННЫМ НАПЫЛЕНИЕМ ПЛЁНКИ ТИТАНА ОБЛУЧЕННОЙ ИНТЕНСИВНЫМ ЭЛЕКТРОННЫМ ПУЧКОМ

А.С. Жакипбекова, А. С. Ащепкова, Ю.Ф. Иванов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: zh.araika91@mail.ru

Одним из перспективных методов обработки металлов и сплавов, металлокерамических и керамических материалов является облучение поверхности материала концентрированными потоками энергии [1]. Керамика и композиции на основе карбида бора отличаются высокой твердостью, химической инертностью, прочностью при высоких температурах, способностью поглощать тепловые нейтроны, поэтому они находят широкое применение в процессах механической обработки, радиоэлектронной, атомной промышленности.

В данной работе проведено исследование структуры и свойств системы «пленка (Ti)/(керамика В₄С) подложка», обработанной низкоэнергетическим интенсивным импульсным электронным пучком.

Для исследований использованы образцы керамики В₄С (таблетки $\phi = 12$ мм, $h = 2$ мм), полученные компактированием и спеканием SPS -методом на установке Spark Plasma Sintering Machine S515 при $P_{пр} = 30$ МПа, $T = 2050$ °С. На полированную поверхность образцов напыляли пленку титана 0,5 мкм; облучение электронным пучком на установке «СОЛО» (ИСЭ СО РАН): (16 кэВ, 17 Дж/см², 200 мкс, 3 имп., 0,3 с⁻¹). Оценка упругопластических свойств и твердости облученной системы пленка/подложка проводили на наноинденторе Shimadzu DUN-2115 и ПМТ-3М; исследование поверхности и поперечного скола облученного образца – на сканирующем электронном микроскопе JEOL SEM-7500FA; рентгенофазовый анализ — дифрактометре Shimadzu XRD-7000.

Формирующаяся при облучении структура поверхности системы пленка/подложка представлена кристаллитами, разделенными светлыми прослойками (рис. 1). Кристаллиты и прослойки, их разделяющие, имеют сложную структуру, подобную структуре пластинчатой эвтектики (рис. 1, б, в). Судя по фазовому (черно-белому) контрасту, кристаллиты и прослойки, их разделяющие, имеют различный элементный состав: кристаллиты В₄С прослойка TiB₂.

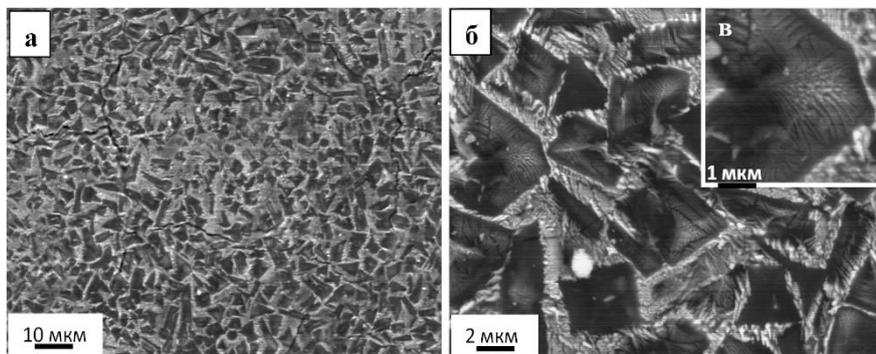


Рисунок 1. Микроструктура системы «пленка (Ti)/(В₄С) подложка», облученной импульсным потоком электронов (16 кэВ, 17 Дж/см², 200 мкс, 3 имп., 0,3 с⁻¹)

Анализ структуры излома позволил выявить поверхностный слой толщиной (5-7) мкм, отделенный, в некоторых случаях, от основного объема материала микротрещинами. Поверхностный слой, подобно структуре

поверхности облучения, сформирован кристаллитами темного контраста (подобно основному объему образца) и разделяющими кристаллиты прослойками светлого контраста TiB₂.

Выполнены механические испытания и выявлено снижение (относительно исходного состояния) микротвердости модифицированной поверхности образца керамики В4С в $\approx 1,5$ раза. Показано, что определение микротвердости образцов исходной керамики сопровождается формированием микротрещин. Это позволило определить коэффициент вязкости разрушения керамики $K_{Ic} = 3$ МПа·м^{1/2}. Определение микротвердости модифицированной поверхности керамики не приводило к формированию микротрещин.

Работа выполнена при поддержке Минобрнауки РФ в рамках Госзадания «Наука» (№533).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Модифицирование и легирование поверхности лазерными, ионными и электронными пучками / Под ред. Дж.М. Поута и др. – М: Машиностроение, 1987. – 424 с.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЭЛЕКТРИЧЕСКОЙ ДУГИ В КАЧЕСТВЕ ИСТОЧНИКА ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ ИНТЕГРАЛЬНОГО СПЕКТРА ДЛЯ ВОЗДЕЙСТВИЯ НА БИОЛОГИЧЕСКИЕ ТКАНИ

А.М. Игнатова, В.М. Субботин, С.И. Зинец, М.Н. Игнатов

Пермский национальный исследовательский политехнический университет,

Россия, г. Пермь, пр. Комсомольский, 29А, 614990

Пермский государственный медицинский университет им академика Е.А. Вагнера

Россия, г. Пермь, ул. Петропавловская, 26, 614000

E-mail: iampstu@gmail.com

В медицине известно применение электромагнитных излучений, в частности инфракрасного (длина волны от 10⁶ до 10⁴ нм) и ультрафиолетового (от 10² до 30 нм), в лечебных целях, например, при борьбе с кожными заболеваниями. В последние годы, популярны исследования по использованию электромагнитных излучений в хирургии для воздействия на инфицированные раны. Однако, развитие исследований по выявлению характера воздействия электромагнитного излучения на различные биологические ткани и субстанции, а также внедрение уже известных положительных результатов в практику осложняется потребностью в большом количестве дорогостоящих источников излучений для генерации вол с различной длиной. Поэтому поиск решений, позволяющих получать широкий спектр излучений с разной длиной волны в одном устройстве является актуальным.

Авторы предлагают использовать в качестве источника электромагнитного излучения интегрального спектра сварочную дугу.

Целью работы является исследование возможности использования сварочной дуги в качестве источника электромагнитных излучений интегрального спектра для воздействия на биологические ткани.

Спектр излучения сварочной дуги зависит от состава электродов, используемых для ее зажигания. Авторами, за счет использования нескольких электродов и оптического элемента для разложения спектра дуги на дискретные волны, достигается получение всего необходимого для исследования диапазона излучений. Воздействие на биологическую ткань дискретным излучением, полученным при разложении интегрального излучения дуги, производится через непроницаемую стенку с перемещающимся «окно» или световоды. Авторами проведена работа по поиску сплавов, в том числе, содержащих редкоземельные металлы,

обеспечивающих различные спектры излучения и исследования, оценивающие влияние электромагнитного излучения с различной длиной волны на фагацитарную активность нейтрофилов крови животных и человека.

Установлено, что электромагнитное излучение сварочной дуги может использоваться в качестве источника для получения дискретных волн различной длины и интегрального излучения для воздействия на биологические ткани, в частности кровь. Получены результаты доказывающие, повышение фагацитарной активности нейтрофилов в крови человека и животного под воздействием ультрафиолетового излучения сварочной дуги.

ТЕРМИЧЕСКАЯ ПРИВИВКА ТОНКИХ ПЛЕНОК ПОЛИПРОПИЛЕНА ДЛЯ ФУНКЦИОНАЛЬНОЙ МЕМБРАНЫ

А.П. Ильин, В.В. Сохорева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: nastyia_il1993@mail.ru

Протонопроводящие мембраны для твердотельных топливных элементов должны удовлетворять определенным требованиям: высокой протонной проводимостью, химической стойкостью, способностью работать при повышенных температурах и т.д. Применяемые в настоящее время перфторсульфоновые мембраны «Нафийон» (фирма DuPont, USA) удовлетворяют этим требованиям, однако имеют ограничения по температуре (их температурный диапазон ограничен 90°C), кроме того их коммерческая цена достаточно высокая. В связи с этим актуальными являются синтез и исследования новых термически устойчивых и более дешевых мембран. Альтернативным аналогом могут быть полимерные мембраны (ПОМ) из полипропилена (ПП), модифицированного термическим путем. Для этого полимеру необходимо придать протонопроводящие свойства, так как в обычном состоянии ПП является диэлектриком и проводимостью не обладает [2].

Работа посвящена исследованию процессов термической модификации ПП для формирования в нем протонопроводящих свойств.

В исследовании использовали ПП трековую мембрану с эффективным диаметром пор 300 нм, изготовленную в Объединенном институте ядерных исследований (Дубна) на основе ПП-пленки Torayfan T2372 производства фирмы “Тогау” (Япония) с номинальной толщиной 10,0 мкм. Для получения мембраны ПП-пленку облучали ускоренными на циклотроне ионами ксенона (с энергией ~ 1 МэВ/нуклон). Флюенс ионов составлял 10^8 см⁻².

Термическая прививка облученных пленок ксеноном проводилась в растворах 20-% акриловой кислоты и раствор стирола с толуолом в соотношении 2:1. Исходные полимерные пленки из ПП толщиной 10,0 мкм вырезались диаметром 60 мм, взвешивали массу на аналитических весах и помещались в специальный держатель из которого откачивался воздух, так как кислород влияет на сшивку ПП к стиролу, затем в пробирку напускался прививочный раствор стирола с толуолом в соотношении 2:1. Раствор предварительно барботировали азотом. При прививке 20-% акриловой кислоты к ПП откачивать воздух не приходилось, так как в соединении акриловой кислоты уже присутствует кислород. После заполнения пробирок растворами помещали их в термостат и выдерживали 15 часов при температуре 90°C . После образцы высушивались и гравиметрическим методом определяли степень прививки растворов. Затем образцы сульфировались в 2М растворе хлорсульфоновой кислоты для придания им протонопроводящих свойств [1]. После сульфирования

масса пленки ПП увеличивается в n-раз, таким образом можно определить количественно сколько сульфогрупп привилось к пленке.

Проведенные исследования показали, что степень прививки мономера стирола к тонким пленкам ПП составила 7%, а степень прививки акриловой кислоты к ПП составило 11%. В процессе облучения образуются достаточное количество свободные радикалов, к которым происходит боковая пришивка стирола или акриловой кислоты. В термической прививке, возможно, требуется значительно больше времени для образования свободных радикалов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абдрашитов Э.Ф., Бокун В.Ч., Крицкая Д.А., Сангинов Е.А., Пономарев А.Н., Добровольский Ю.А. Синтез и транспортные свойства протонпроводящих мембран на основе пленок поливинилиденфторида с введенным и сульфированным полистиролом //Электрохимия, 2011, том 47, №4.-С 411-419.
2. Головков В.М., Марачковская Ю.В., Сохорева В.В. Исследование кинетики радиационной прививке стирола к Фторопласту-2М при его облучении ионами гелия// Изв.Вуз. «Физика».-2013.-11/3.-Том 56.-С 120-125.

МЕТОД КОНТРОЛЯ СПЛОШНОСТИ ТОПЛИВНОГО СТОЛБА И КОМПЛЕКТУЮЩИХ ТВЭЛА

М.Ф. Исмагилов^{1,2}, Е.В. Скачков¹, В.В. Кадилин²

¹АО «Наука и инновации», АО «НИИТФА»,

г. Москва, Варшавское шоссе, д.46, 115230,

²НИЯУ МИФИ,

г. Москва, Каширское ш., 31, 115409,

e-mail: mfismagilov@niitfa.ru

В работе приводится описание методики и поста автоматического контроля ряда эксплуатационных характеристик твэлов реактора БН-800. Пост контроля сплошности топливного столба и комплектующих твэла выполняет автоматический контроль следующих параметров твэла:

наличие и величина зазора между фиксатором и никелевой пробкой, между никелевой пробкой и топливным столбом, между топливным и экранным столбами, между экранным столбом и проставкой;

- сплошность топливного столба, состоящего из таблеток с МОКС;
- сплошность экранного столба, состоящего из таблеток диоксида урана;
- положение, наличие и идентификация топливного столба, нижнего торцевого экрана и комплектующих изделий.

Принцип действия поста основан на неразрушающих методах измерения: гамма - абсорбционным, вихретоковым и индуктивным. Разделение экранного и топливного столбов проводится по наличию собственного гамма-излучения топлива с энергией 250...600 кэВ.

Погрешность измерения контролируемых параметров при доверительной вероятности 0.95 составляет:

- единичного зазора между таблетками с МОКС -топливом, между фиксатором и пробкой, между пробкой и таблеткой, между топливным и экранным столбами, между таблетками нижнего торцевого экрана, между проставкой и таблеткой, в том числе сколы, регистрируемые как зазоры не более 0.1 мм;
- суммы единичных зазоров, превышающих заданное минимальное значение, длины топливного и экранного столба не более 1 мм;
- размер комплектующих изделий твэла не более 1 мм.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федеральная целевая программа «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007 – 2010 годы и на перспективу до 2015 года».

2. Горобец А.К., Семенов А.Л. «Реализация гамма - абсорбционного метода для контроля распределения топлива в твэлах». Препринт НИИАР-43 (496), Димитровград, 1981г.
3. Клюев В. В. Неразрушающий контроль и диагностика. Справочник, второе издание - М.: Машиностроение, 2003.

ПРИМЕНЕНИЕ ПЛОСКОПАРАЛЛЕЛЬНОЙ КАМЕРЫ PPC40 В СРЕДНЕЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ РЕНТГЕНОВСКОМ ДИАПАЗОНЕ

С.А.Кадочникова, Е.С.Сухих

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: s.kadochnikova07@gmail.com

В клинической дозиметрии ионизационные камеры являются «золотым стандартом» в измерении поглощённой дозы в воздухе и в воде. Наибольшую популярность в использовании получили цилиндрические (считается вторым эталоном дозиметрии) и плоскопараллельные камеры, которые отличаются не только геометрической формой, но и измеряемым диапазоном энергий ионизирующего излучения. Согласно международным протоколам для дозиметрии высокоэнергичных электронных и фотонных пучков все ионизационные камеры, как цилиндрические, так и плоскопараллельные, калибруются на радионуклидном источнике ^{60}Co со средней энергией гамма излучения 1,25 МэВ. А для дозиметрии рентгеновского излучения, калибровка камер происходит на определённых напряжениях рентгеновской трубки, и калибровочные коэффициенты для промежуточных напряжений трубки находятся из зависимости полученных коэффициентов от напряжения.

Целью данной работы является исследование возможности применения плоскопараллельной камеры, предназначенной для дозиметрии электронных пучков, для дозиметрии в среднеэнергетическом рентгеновском диапазоне энергий путем перекрёстной калибровки.

В работе использовались две ионизационные камеры: цилиндрическая камера FC65-G с энергетическим диапазоном энергий рентгеновского излучения 70-280 кэВ и фотонного 50-250 МэВ; плоскопараллельная камера PPC40 с энергетическим диапазоном энергий электронных пучков выше 2 МэВ, а также пластинчатый твердотельный фантом SP34, с физической плотностью 1,045 г/см³.

В ходе эксперимента были проведены измерения поглощенной дозы от радиоактивного источника ^{60}Co радиотерапевтического аппарата TheratronEquinox в твердотельном тканеэквивалентном фантоме, которые сравнивались между собой для проверки коэффициента качества пучка, который в обоих случаях должен быть равен единице, согласно международным протоколам и сертификату камеры. Геометрия эксперимента была следующая: глубина 5 см, поле (10x10) см; расстояние источник-поверхность (РИП) - 100 см.

По полученным данным значения коэффициента качества пучка совпали с точностью лучше, чем 1%. Таким образом, мы можем применить плоскопараллельную камеру (PPC40) для измерения поглощенной дозы от фотонного излучения среднеэнергетического рентгеновского диапазона.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. User's Guide: «The Farmer Type Chamber FC65-G». – Scanditronix, 2008. – 15с.
2. User's Guide: «The Parallel Plate Chamber PPC40». – Scanditronix, 2007. – 16с.
3. МАГТЭ Определение поглощенной дозы при дистанционной лучевой терапии: международные практические рекомендации по дозиметрии, основанные на эталонах единицы поглощенной дозы в воде // Серия технических докладов №398. – Вена, 2004.

МОДИФИКАЦИЯ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ ТЕХНИЧЕСКИ ЧИСТОГО ТИТАНА МАРКИ VT1-0 ИМПУЛЬСНЫМ ЭЛЕКТРОННЫМ ПУЧКОМ

Е.Е. Кузичкин, А.Р. Шамиева, Ю.Ф. Иванов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: saybot92@mail.ru

Электронно-пучковая технология обладает большими возможностями контроля и регулирования количества подводимой энергии, отличается локальностью распределения энергии в приповерхностном слое обрабатываемого материала и высоким коэффициентом полезного действия. Для установления оптимальных режимов таких обработок необходимо выяснение природы повышения физико-механических и прочностных свойств материала при облучении [1].

Целью настоящей работы является анализ структуры и свойств технически чистого титана марки VT1-0, подвергнутого обработке интенсивным импульсным электронным пучком.

В качестве модифицируемого материала использовали технически чистый титан марки VT1-0. Поверхность образцов титана подвергали электронно-пучковой обработке на установке "СОЛО" (ИСЭ СО РАН) тремя импульсами с различной плотностью энергии пучка электронов (10, 15, 20 и 30 Дж/см²).

Исследование поверхности модифицированных образцов, выполненное методами сканирующей электронной микроскопии, выявило формирование на модифицированного слоя, толщина которого изменяется от 5 мкм до 16 мкм. На поверхности облучения формируется поликристаллическая структура (рис. 1). В объеме зерен наблюдается субзеренная структура (ячейки высокоскоростной кристаллизации). Высокоскоростная кристаллизация после электронно-пучковой обработки сопровождается формированием многослойной структуры, представленной собственно модифицированным слоем, тонким переходным слоем и слоем термического влияния, плавно переходящим в основной объем материала

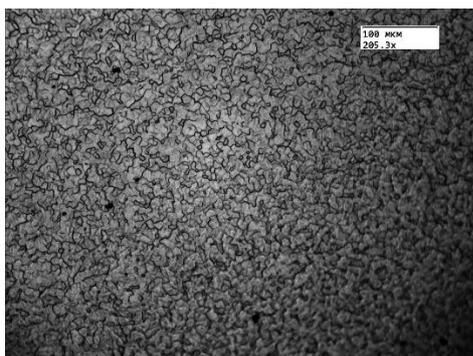


Рисунок 1. Структура поверхности титана VT1-0, облученного электронным пучком (30 Дж/см², 150 мкс, 3 имп., 0,3 с⁻¹)

Выполнены трибологические и прочностные исследования модифицированного материала и выявлено многократное увеличение свойств титана марки VT1-0, подвергнутого электронно-пучковой обработке.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Структура, фазовый состав и свойства титана после электровзрывного легирования и электронно-пучковой обработки / С.В. Карпий, М.М. Морозов, Ю.Ф. Иванов, В.Е. Громов. – Новокузнецк: Изд-во НПК, 2010. – 173 с.

РАДИАЦИОННОЕ МОДИФИЦИРОВАНИЕ МАТРИКСОВ ИЗ ПОЛИМОЛОЧНОЙ КИСЛОТЫ

П.Г. Кузнецов, В.Л. Кудрявцева, Д.В. Пономарев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: PavelKuznetsovTPU@gmail.com

Для регенеративной медицины и тканевой инженерии широко используются матриксы, применяемые для трансплантации клеток. Для соответствия матриксов требованиям, предъявляемым к ним, необходимо, чтобы скорость их деградации коррелировала со скоростью образования регенерируемых клеток. Поэтому модифицирование биорезорбируемых полимеров медицинского назначения с целью контроля над скоростью их деградации является актуальной задачей.

Для формирования нетканых материалов использовали 4% раствор поли-L-молочной кислоты (PLLA) PL38 (PURAC) в хлороформе (ЭКРОС). Формирование нетканых материалов осуществляли методом электроспиннинга на установке NANON-01A®. Для первичной кристаллизации и избавления от остаточных растворителей образцы отжигали в вакууме, при давлении 10 Па в течение 10 часов при температуре 90°C. Модифицирование полимеров осуществлялось импульсным электронным ускорителем ТЭУ-500 [1]. Поглощенную дозу определяли по изменению оптической плотности дозиметрических пленок типа ПОР. Исследование морфологии поверхности осуществлялось методом сканирующей электронной микроскопии (СЭМ) на приборе Quanta 400 FEG. Кристаллическая структура образцов исследовалась методами рентгеноструктурного анализа (РСА) на приборе Shimadzu XRD 6000S и дифференциальной сканирующей калориметрии (ДСК) на сканирующем калориметре DSC Q2000.

По изображениям СЭМ были построены гистограммы, отображающие средний диаметр волокон. Было выявлено, что при увеличении поглощенной дозы до 140 кГр наблюдается увеличение среднего диаметра волокон, а при дальнейшем увеличении, более 140 кГр, диаметр волокон уменьшается. На дифрактограммах полученных методом РСА наблюдается смещение рефлексов в области более высоких значений 2θ , при увеличении поглощенной дозы, что свидетельствует о перекристаллизации PLLA по механизму $\alpha' \rightarrow \alpha$, который описан в работах [2,3]. Результаты ДСК свидетельствуют о увеличении степени кристалличности и деструкции волокон образца, о чем говорит смещение значений температуры плавления в область более низких температур.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гончаров Д. В. Ежов В. В. Пушкарев А. И. Ремнев Г. Е. Журнал. Известия Томского политехнического университета. Выпуск № 6 / том 308 / 2005.
2. S. Saeidlou, M. A. Huneault, H. Li, C. B. Park, Poly(lactic acid) crystallization, Prog. Polym. Sci. 37 (2012) 1657 – 1677.
3. J. Zhang, K. Tashiro, H. Tsuji, A. J. Domb, Disorder-to-Order Phase Transition and Multiple Melting Behavior of Poly(L-lactide) Investigated by Simultaneous Measurements of WAXD and DSC, Macromolecules. 41 (2008), 1352-1357.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА ПОГЛОЩАЮЩИХ ФИЛЬТРОВ ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ЭНЕРГИИ ЭЛЕКТРОННОГО ПУЧКА УСКОРИТЕЛЯ

Н.Н. Курапов, И.В. Шориков, С.М. Придчин, Я.В. Бодряшкин, А.С. Черкасов, А.И. Малыгин, А.М. Опекунов
Федеральное государственное унитарное предприятие Российский федеральный ядерный центр Всероссийский
научно-исследовательский институт экспериментальной физики
ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»
Россия, Нижегородская область, г. Саров, пр. Мира, 37, 607190
E-mail: kurapov@expd.vniief.ru

Разработана система, позволяющая осуществлять оперативный контроль энергетического спектра ускоренных электронов методом поглощающих фильтров.

Работа включала в себя разработку и изготовление измерительной сборки, численное моделирование измерительной сборки, разработку и изготовление технических средств автоматизированного контроля распределения поглощенных зарядов в наборе алюминиевых пластин измерительной сборки, разработку управляющей программы для контроля распределения поглощенных зарядов в измерительной сборке, испытание системы регистрации на ускорителе электронов ЛУ-10-20.

Измерительная сборка представляет собой набор из двадцати алюминиевых пластин размером 100x100 мм и толщиной 1 мм. Все пластины изолированы между собой и имеют возможность контроля поглощенного заряда. Сборка имеет возможность измерения энергии пучка электронов от 1 до 10 МэВ и работает при средних токах электронного пучка до 150 мкА.

Испытания разработанного образца системы регистрации подтвердили правильность схемных решений и возможность использования расчетной модели для оперативного контроля энергии электронного пучка в режиме реального времени.

В разработанной системе предусмотрена возможность модернизации, в результате которой контроль энергетического спектра можно будет осуществлять в режиме реального времени.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕРХНОСТИ СТАЛИ 65Г ПОСЛЕ ЭЛЕКТРОИСКРОВОГО ЛЕГИРОВАНИЯ ВОЛЬФРАМОМ И ЭЛЕКТРОННО-ПУЧКОВОГО ОБЛУЧЕНИЯ

М.А. Сексеналина, О.С. Толкачев, Ю.Ф. Иванов

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

E-mail: malika.seksenalina@mail.ru

Упрочнение конструкционных сталей является актуальным направлением современного материаловедения. Наиболее перспективный метод модификации поверхностных слоев металлов состоит в применении комбинированных технологий, сочетающих поверхностное легирование и последующее термическое воздействие с использованием концентрированных потоков энергии [1].

Целью работы являлось исследование структуры и свойств поверхностного слоя стали 65Г после комбинированной обработки, заключающейся в электроискровом легировании вольфрамом и последующем облучении интенсивным электронным пучком на установке «СОЛЮ» (параметры пучка электронов: 16 кэВ, 50 Дж/см², 200 мкс, 0,3 с⁻¹, 30 имп.). Исследование структуры модифицированной поверхности осуществляли методами рентгенофазового анализа (прибор Shimadzu XRD-7000S) и сканирующей электронной микроскопии (прибор JSM-7500F JEOL); свойства модифицированного поверхностного слоя стали характеризовали величиной твердости (прибор Shimadzu DUN-211S) и износостойкости (прибор Tribotechnic).

В результате выполненных испытаний выявлено увеличение (относительно объема образца) микротвердости поверхностного слоя стали, легированной вольфрамом, в $\approx 1,9$. Установлено, что износостойкость поверхности стали, легированной вольфрамом, увеличивается в ≈ 90 раз.

Выполнены исследования структуры и фазового состава модифицированного слоя стали 65Г, легированной вольфрамом. Установлено, что увеличение твердости и износостойкости поверхностного слоя стали 65Г, легированной вольфрамом и дополнительно облученной интенсивным электронным пучком, обусловлено растворением пленки вольфрама в поверхностном слое стали с последующим формированием многофазной субмикро- и нанокристаллической закалочной структуры (рис. 1).

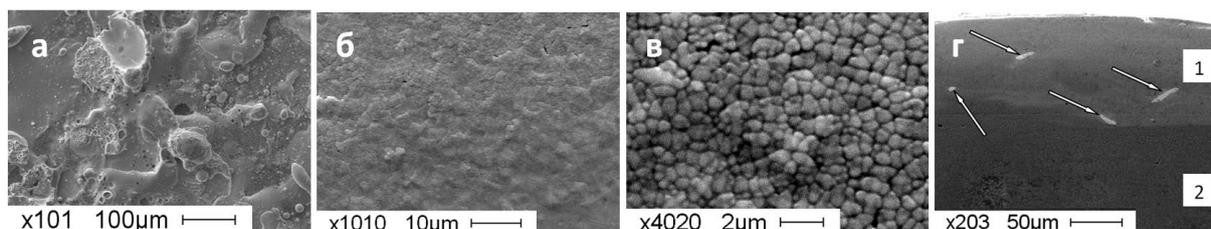


Рисунок .1. Структура поверхности стали 65Г после электроискрового легирования вольфрамом (а) и последующего облучения электронным пучком (б, в); г – структура поперечного шлифа стали 65Г, легированной вольфрамом и облученной электронным пучком, стрелками указаны частицы вольфрама; 1 – слой легирования, 2 – объем стали 65Г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Грибков В.А., Григорьев Ф.И., Калинин Б.А., Якушин В.Л. Перспективные радиационно-пучковые технологии обработки материалов. – М.: Круглый стол, 2001. – 528 с.

ВОЗМОЖНОСТЬ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПОВЕРХНОСТИ СЛОИСТОЙ СТРУКТУРЫ ПО ПЕРЕХОДНОМУ ИЗЛУЧЕНИЮ

М.В. Сергеев, К.А. Алишина, А.П.Потылицын

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: sanjer.sergeev@yandex.ru

Как показано в работе [1], характеристики переходного излучения (ПИ) зависят не только от энергии налетающей заряженной частицы, но и от характеристик мишени, и от угла падения частицы на мишень

В работе [2] было предложено использовать оптическое ПИ нерелятивистских электронов для исследования характеристик многослойной мишени, однако из-за низкой энергии электронов и высокого многократного рассеяния характеристики переходного излучения будут искажаться. При использовании умеренно релятивистских электронов (с энергией в несколько МэВ) степень искажения будет существенно меньше.

В работах [3,4] исследовались характеристики ПИ от реальных мишеней (напр. алюминий) в отличие от модели идеально проводящей мишени [1]. В частности, использовался пучок с энергией 1.9 МэВ для угла падения пучка на мишень падения не более 45° . По мере увеличения угла падения (скользящее падение) угловые распределения оптического переходного излучения будут определяться не только кинематикой процесса, но и оптическими характеристиками мишени (n – коэффициент преломления и k – коэффициент поглощения).

В данной работе исследовалась эволюция угловых распределений оптического ПИ для длины волны $\lambda = 550$ нм при скользющем падении электронов с энергией 1.9 МэВ на алюминиевую мишень для диэлектрической проницаемости $\varepsilon=28+8i$ ($\varepsilon = (n + ik)^2$) [4]. Показано что для углов падения $\theta > 80^\circ$, а для некоторых материалов при $\theta > 70^\circ$, положение минимума в угловом распределении зависит от величин n и k , что может использоваться для определения усредненных характеристик поверхности образца, поскольку электроны указанной энергии проникают на глубину значительно превышающую толщину слоя, которую можно исследовать оптическими методами (см. рис. 1). Данную зависимость можно использовать для определения коэффициентов n и k по расположению минимума углового распределения оптического ПИ.

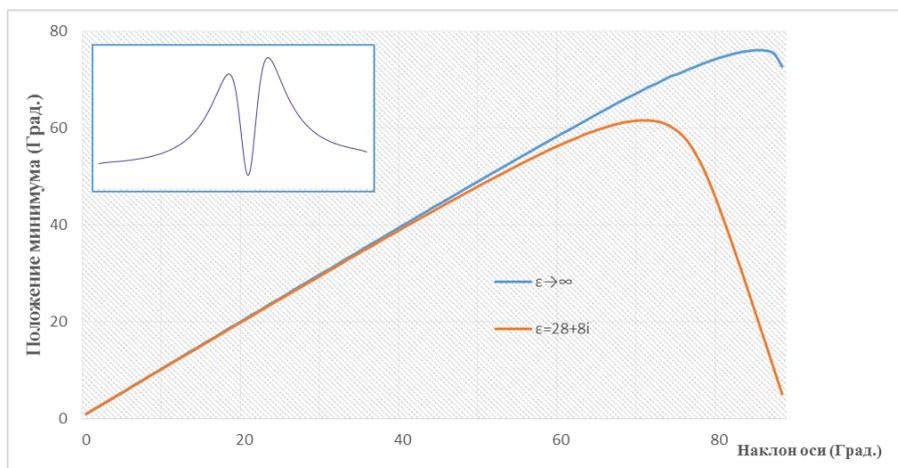


Рисунок 1. Зависимость положения минимума углового распределения переходного излучения от наклона мишени, при энергии электронов 1.9 МэВ для идеальной проводимости мишени ($\varepsilon \rightarrow \infty$) и алюминиевой мишени ($\varepsilon = 28 + 8i$).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пафомов В.Е. Излучение электрона, пролетающего через пластинку // ЖЭТФ.1957. Т.33, вып.4(10). с.1074-1075.
2. N.Yamamoto, K.Araya, A. Toda and H.Sugiyama "Light emission from surface, thin films and particles induced by high-energy electron beam" // Department of Physics, Tokyo Institute of Technology. – 2000. – P.79-86.
3. C.Bal, E.Bravin, E. Chevally, T. Lefèvre and G. Suberlucq. Optical Transition Radiation from non-relativistic electrons // Proceedings DIPAC Mainz - Germany . – 2003. – P.95-97.
4. T. F. Silva, A. L. Bonini, R. R. Lima, N. L. Maidana, A. A. Malafronte, P. R. Pascholati, V. R. Vanin, and M. N. Martins. Optical transition radiation used in the diagnostic of low energy and low current electron beams in particle accelerators // Institute of Physics, University of Sao Paulo, Brazil – 2012. – P.83.

СРАВНЕНИЕ КОНВЕНЦИОНАЛЬНОЙ И ТРЕХМЕРНОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ ПРИ ЛЕЧЕНИИ

РАКА ПРЕДСТАТЕЛЬНОЙ ЖЕЛЕЗЫ

М.А. Синягина

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: sin-masha@mail.ru

В настоящее время лучевая терапия является одним из главных методов лечения злокачественных новообразований. Данная работа посвящена изучению лечебных методик на базе Томского областного онкологического диспансера на примере рака предстательной железы.

Конвенциональная лучевая терапия проводится гамма-терапевтическим аппаратом Theratron Equinox с кобальтовым источником. Актуальным методом является трехмерная лучевая терапия, осуществляемая

высокоэнергетическим линейным ускорителем Elekta Synergy с модуляцией интенсивности и расширенным визуальным контролем (диапазон энергий для фотонов 6 МэВ, 10 МэВ, 15 МэВ) [1]. Трехмерное планирование позволяет выделить объемное изображение на основе имитационного подхода для определения опухоли [2]. За счет сложной мультилепестковой системы коллиматора на линейном ускорителе имеется возможность обезопасить критические органы и получить более точное формирование распределения доз.

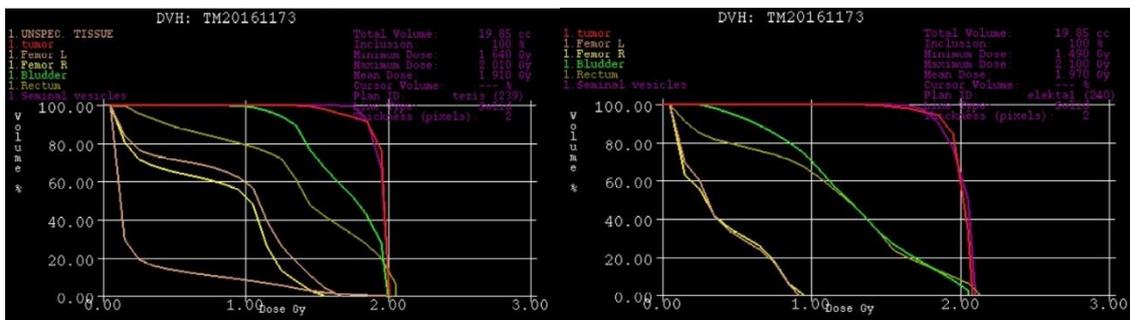


Рисунок 1. Гистограммы доза-объем. Слева – на аппарате Theratron Equinox, справа - Elekta Synergy.

По данным гистограммы наглядно видно, что при использовании методик трехмерного конформного облучения возможно гораздо лучше сохранить критические органы (например, головки бедренных суставов, мочевого пузыря) не достигая толерантных уровней.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Технический паспорт / Паспорт - Система радиотерапевтическая медицинская Elekta с принадлежностями. - 94 4450 изд. - с. 28.
2. Levitt S.H., Purdy J.A., Perez C.A., Vijayakumar S. Technical Basis of Radiation Therapy, Practical Clinical Applications. - Springer-Verlag Berlin Heidelberg, Printed in Germany, 2006 – 854 p.

ОСАЖДЕНИЕ ПРОЗРАЧНЫХ ЭЛЕКТРОПРОВОДЯЩИХ ПОКРЫТИЙ НА ОСНОВЕ ОКСИДА ОЛОВА

В.С. Теменков, С.П. Умнов, О.Х. Асаинов

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

E-mail: usp@tpu.ru

Оксид олова относится к классу прозрачных электропроводящих оксидов (ТСО). ТСО пленки имеют широкое применение в различных областях промышленности - электроды для дисплеев, солнечные батареи, фотоэлектронные устройства, сенсорные панели и др. В настоящее время наиболее широко применяются ТСО пленки на основе индия – оловянного оксида (ИТО), поскольку они обладают лучшими характеристиками (прозрачность, электропроводность). Из-за высокой стоимости индия и ограниченного содержания его в природе в настоящее время ведется поиск альтернативных ТСО. Одним из перспективных ТСО на наш взгляд является оксид олова.

Тонкие пленки оксида олова были осаждены на стеклянные подложки при комнатной температуре с помощью реактивного магнетронного распыления. Осаждение осуществлялось в двух режимах. В одном случае пленки были низкоомные, а в другом – высокоомные (диэлектрические). После осаждения пленки подвергались облучению пучком ионов аргона. Было изучено изменение оптических и электрических свойств пленок в зависимости от времени облучения. Оптические свойства пленок были исследованы с помощью фотометрии.

Взаимодействие ионного пучка с низкоомными пленками приводит к увеличению их электрического сопротивления. При взаимодействии же с высокоомными (диэлектрическими) пленками изменение сопротивления носит переменный характер с наличием экстремума в зависимости от времени воздействия пучка. На рисунке 1 приведены результаты изменения электрического сопротивления в зависимости от времени облучения для пленок (низко - и высокоомной) толщиной ~ 70 нм.

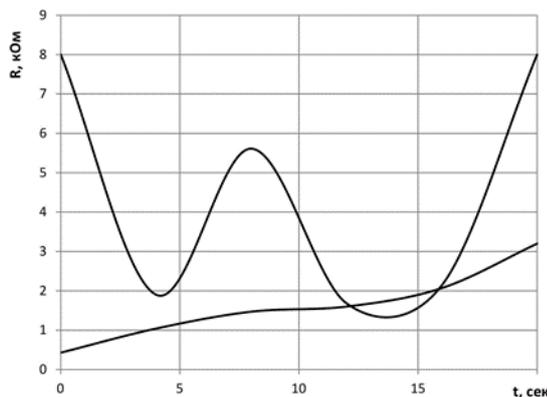


Рисунок 1. Изменение R_{sq} пленок от времени облучения

Пропускание пленок после взаимодействия с ионным пучком имеет общую тенденцию к возрастанию как для низкоомных, так и для высокоомных пленок.

Проведенные исследования показали, что пленки оксида олова могут использоваться в некоторых практических применениях вместо индий-оловянных оксидных покрытий. Облучение ионами аргона уже осажденных пленок позволяет корректировать их оптические и электрические характеристики. Что является важным обстоятельством при производстве изделий с покрытиями из TCO пленок.

ПРИМЕНЕНИЕ ТВЕРДОТЕЛЬНОГО ФАНТОМА SP34 В СРЕДНЕЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ РЕНТГЕНОВСКОМ ДИАПАЗОНЕ

О. В. Тхорик, [Е.С. Сухих](#)

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: oxana.tkhorik@gmail.com

В настоящее время широко используются два вида тканезквивалентных фантомов: твердотельный и водный. Вода является "золотым стандартом" согласно рекомендациям МАГАТЭ, в качестве среды для измерений поглощенной дозы, как для фотонных, так и для электронных пучков, поскольку вода обладает максимально схожими с человеческими тканями характеристиками. Однако с практической точки зрения водный фантом не всегда является удобным в применении, поскольку требует большого времени подготовки к работе. Выходом в такой ситуации может стать использование твердотельного фантома вместе с коэффициентами, которые учитывают разницу между электронной и физической плотностью материала относительно дистиллированной воды.

Целью данной работы является экспериментальное подтверждение возможности использования твердотельного тканезквивалентного фантома в среднеэнергетическом рентгеновском диапазоне фотонного излучения (напряжение трубки 100-300 кВ). Поскольку по данным производителя подобный материал фантом

может использоваться для абсолютной и относительной дозиметрии в диапазоне энергий фотонного излучения от 1,25 МэВ до 50 МэВ и электронного излучения от 4 МэВ до 50 МэВ.

Измерения поглощенной дозы проводилось как в водном фантоме, так и в твердотельном фантоме при одинаковом расстоянии источник – поверхность для всех возможных размеров полей. Глубина измерения в водном фантоме составила 2 см, которая далее была пересчитана для измерения в твердотельном фантоме с учетом плотности материала. Ионизационная камера облучалась при напряжении трубки: 100, 120, 150, 180, 200, 250, 300 кВ.

Рассчитав данные измерений получили, что значения поглощенной дозы в твердотельном и водном фантомах отличаются незначительно (менее чем на 3%).

На основе этого можно сделать вывод о том, что твердотельный тканеэквивалентный фантом можно применять для измерения поглощенной дозы от фотонного излучения среднеэнергетического рентгеновского диапазона.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. МАГТЭ Определение поглощенной дозы при дистанционной лучевой терапии: международные практические рекомендации по дозиметрии, основанные на эталонах единицы поглощенной дозы в воде // Серия технических докладов №398. – Вена, 2004
2. CPCE[Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.cpce.ru/водный_фантом_41023.
3. Instruction Manual RW3Slab Phantom T29672 and T40006.1001

МОДИФИКАЦИЯ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ ТЕХНИЧЕСКИ ЧИСТОГО АЛЮМИНИЯ КОМБИНИРОВАННЫМ МЕТОДОМ

А.Р. Шамиева, О.С. Толкачев, Е.А. Петрикова, Ю.Ф. Иванов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: shamieva_nastya@mail.ru

Комбинированные технологии модифицирования поверхности металлов и сплавов, сочетающие несколько взаимодополняющих методов воздействия, получили широкое развитие в последние десятилетия. К наиболее перспективным из них следует отнести электронно-ионно-плазменные технологии, сочетающие воздействие различных виды концентрированных потоков энергии (потоки плазмы, электронные и ионные пучки, и т.д.) [1].

Целью настоящей работы является анализ структуры и свойств технически чистого алюминия, подвергнутого комбинированной обработке, включающей электронно-пучковый миксинг системы пленка/подложка и насыщение поверхностного слоя материала азотом.

В качестве модифицируемого материала использовали технически чистый алюминий марки А7. Комбинированная обработка алюминия заключалась в следующем. На первом этапе на поверхность алюминия напыляли пленку сплава 12Х18Н10Т толщиной 0,5 мкм на установке ионно-плазменного напыления «Квинта». На втором этапе сформированную таким образом систему «пленка (сплав 12Х18Н10Т) / (А7) подложка» облучали интенсивным импульсным электронным пучком на установке «СОЛО». На заключительном этапе осуществляли азотирование модифицированной поверхности алюминия на установке ННВ-6.6-И1, оснащенной плазмогенератором ПИНК. Длительность азотирования – 8 час. при температуре 540 °С.

Исследование поверхности модифицированных образцов, выполненное методами сканирующей электронной микроскопии, выявило формирование в поверхностном слое островковой структуры с размерами островков до 5 мкм. Размеры субструктуры островков изменяются в пределах от 100 нм до 500 нм. Методами рентгенофазового анализа выявлено формирование многофазной структуры; основной фазой является нитрид алюминия. Показано, что толщина модифицированного слоя достигает 30 мкм; твердость слоя у поверхности модифицирования превышает твердость исходного материала в 4,5 раза. Установлено, что комбинированная обработка позволяет повысить износостойкость образцов технически чистого алюминия А7 более чем в ≈ 9 раз и снизить коэффициент трения в $\approx 1,3$ раза.

Таким образом, в результате выполненных исследований продемонстрирована возможность многократного увеличения трибологических и прочностных характеристик технически чистого алюминия марки А7, подвергнутого комплексному легированию поверхностного слоя путем облучения системы «пленка (сплав 12Х18Н10Т, 0,5 мкм) / (А7) подложка» интенсивным электронным пучком и последующему азотированию в плазме газового разряда низкого давления.

Выражаем благодарность В.В. Шугурову, И.В. Лопатину и А.Д. Тересову за активное участие в модифицировании образцов технически чистого алюминия марки А7.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Модифицирование и легирование поверхности лазерными, ионными и электронными пучками / Под ред. Дж. Поута, Г. Фоти и Д. Джекобсона. - М.: Машиностроение, 1987. - 424 с.

Секция 6

Актуальные вопросы
ядерного
нераспространения,
безопасность и экология
ядерной отрасли

PROBLEMS OF SPENT FUEL RECYCLING AND RADIOACTIVE WASTE UTILIZATION

A. Bekareva, E. Shashkina

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: asb53@tpu.ru

Nuclear power industry is one of the most perspective branches of energetics in the future. But it has its disadvantages like other branches. The problem of spent nuclear fuel and radioactive waste management is the most difficult problem that has not been resolved effectively for over ten years.

Spent nuclear fuel is fuel that has been irradiated in a nuclear reactor and cannot sustain reaction effectively. The accumulation of spent nuclear fuel in the absence of effective, environmentally safe and economically efficient recycling technology means a serious economical and ecological threat not only to developed countries, but to the whole world in the future. About three hundred forty five (2014) thousand tons of spent nuclear fuel have been accumulated in the world by today. This amount tends to increase as fast as the number of atomic power station grows. The main goal of nuclear power industry today is to develop a complete closed nuclear fuel cycle, which allows reducing available spent fuel and refusing to store it in the future. Moreover, we need to provide environmentally friendly and safe radiochemical recycling, as now it is one of the most hazardous and unhealthy industries.

Radioactive waste is the waste containing radioactive material. It is considered as useless material, because required isotopes cannot be extracted and returned to the nuclear fuel cycle. Disposal of radioactive waste in geological formations is considered as accepted way to utilize it now. But it must be acutely hazardous for future generations owing to long half-live lasting thousands of years. There are some alternative ideas to manage utilization, for example, to send up waste into space or dispose it in abyssal depths. They are not popular due to political and economic problems, but worthwhile considering. The issue of radioactive waste management is still open and does not have any solution until now.

Developing complete closed nuclear fuel cycle allows recycling accumulated spent fuel and radioactive waste stored now, and avoiding these problems in the future. This way is generally accepted and is currently studied, but it has a lot of economic, political, moral and other challenging issues. That is why the problem hasn't had any solution for over ten years.

REFERENCES

1. Wikipedia, the free encyclopedia [Electronic resource]. Wikimedia Foundation, Inc. Electronic data – (Access mode : <https://ru.wikipedia.org/>)
2. Dublyanskiy, Y.V. Disposal of radioactive waste: problems and conceptions in USA and in Russia / Y.V. Dublyanskiy. Modern problems: library. URL: <http://modernproblems.org.ru/ecology/31-radioact.html#content> (Accessed date: 20.04.2016)
3. Shatalov, V.V. Gas fluoride technology – the way of radioactive waste reducing by large-scale spent fuel recycling [Electronic resource]. V.V. Shatalov, M.B. Seregin, A.Y. Kuznetsov. Russian atomic community. URL: <http://www.atomic-energy.ru/technology/33154> (Accessed date: 20.04.2016)
4. Andryushin, I.A. (2010). Overlook of problems of radioactive waste and nuclear spent fuel management. I.A. Andryuchin, Y.A. Yudin. Sarov: FSUE RFNC – VNIIEF. p.119

ANALYSIS OF DOSE CHARACTERISTICS IRRADIATED (TH, PU) O₂ FOR THE ORGANIZATION OF ACCOUNTING AND CONTROL OF NUCLEAR MATERIALS IN THE PRODUCTION

A.A. Ivanova, O. A. Ukrainets, S. V. Bedenko, A. I. Zorkin

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: alyaivanova4@gmail.com

Because of neutron radiation and processes which lead to its education in crust, are connected difficult about the diverse nuclear and physical phenomena. The main processes causing the natural neutron radiation of the got breeds following: 1) spontaneous division of heavy-nuclei; 2) (α , n) - reactions on easy elements under the influence of natural - radiators; 3) generation of neutrons under the influence of space radiation; 4) resonant photonuclear reactions.

The contribution of the listed above channels of formation of a neutron background will be defined by composition of ore, technology of production and processing, feature of course (α , n) - reactions. If at uranium production there is a powerful source of α - particles, the significant role in formation of a neutron background is played (α , xn) - reactions. An exit of neutrons on reaction (α , n) for the most widespread elements of crust is studied rather well [1], he is studied also for the fresh and irradiated nuclear fuel [2]. Despite it the tendency of increase of a neutron background of the fresh and irradiated nuclear fuel (the regenerated fuel, fuel compositions of type – (Pu, Th) by O₂, (U, Pu) O₂, UC / (U, Pu) C, UN / is observed already today (U, Pu) N)) that demands revision of procedures of the treatment of this fuel in production.

Work purpose: to carry out a settlement assessment of an exit of neutrons at production stages (a chemical compound of UF₆) and storages of nuclear fuel (finished goods – UO₂, regenerate, (Pu, Th) O₂, (U, Pu) O₂, UC / (U, Pu) C, UN / (U, Pu) N)).

In the work the physical and mathematical model of processes allowing to carry out quantitative estimates of an exit of neutrons from various fuel compositions is offered. Calculation of spectral structure of radiation is performed by sharing of a settlement code on the basis of the Monte-Carlo method (MCU₅) and modern libraries of the estimated nuclear data.

REFERENCES

1. Bulanenko V. I. (1979). About an exit of neutrons (α , n) - reactions on oxygen//Atomic energy. –V. 47. – No. 1. – pp.28-30.
2. V. A. Yufereva, A. N. Shmelyov. (2010). Research of level of a neutron background of nuclear materials for the account (α , n) - reactions on easy elements. News of Higher Education Institution. Nuclear power. No. 1, pp. 82–86.

WWER-1300 SAFETY SYSTEMS ANALYSIS

D.A. Leontyeva, N.S. Kakhanov, F.A. Mahmudov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: dasha-cherry96@mail.ru

This paper discusses the principles of WWER-1300(WWVER-TOI) safety. WWER-TOI or WWER-TOI is a project for a two-unit water pressurized reactor constructed to meet modern nuclear and radiation safety requirements.

The paper considers:

Safety barriers

WWER-TOI project shows the implementation of the following principles ensuring the modern concept of the repetitive defense in depth: to create a number of consequential barriers preventing the emission of radioactive products to the environment, which are accumulated during the operation. Fuel matrix, fuel cladding, reactor vessel and pile envelope serve as barriers for WWER. ^[1]

Protection of the NPP from external influences

The most significant influences, which parameters significantly affected the technical solutions of the WWER-TOI project are: seismic influences (SSE to 8 points and LE to 7 points); influences bound to a plane crash; influence of the external air shockwave with compression pressure in the front of 30 kPa; floods and storm; hurricanes and tornadoes (rated maximal speed of wind is up to 56 m/s).

Severe Accident Management

Modern nuclear power plant has an unprecedented low risk of the spread of ionizing radiation and radioactive substances in the environment. This is achieved by the newest protecting and localizing safety technologies. In the project "WWER-TOI", a combination of active and passive safety systems has been adopted. Molten core catcher is a means of non-project accident control in the "WWER-TOI" design.

A combination of passive and active safety systems, envisaged in the project "WWER-TOI," ensures the absence of destruction of the reactor core within 72 hours from the beginning of non-project accident occurrence. In case of the loss of all power sources, the technical solutions of the project ensure the transition of reactor plant equipment into the safe state under any initial conditions (natural and technogenic). This feature increases the competitiveness of the project on the external and internal markets of electricity generation. ^[2]

REFERENCES

1. WWER-TOI. [Electronic resource]. –URL: <https://en.wikipedia.org/wiki/VVER-TOI>. (Accessed date: 14.03.2016).
2. Safety of Russian nuclear power plants. [Electronic resource]. URL: http://www.rosatom.ru/nuclearindustry/npp_safety. (Accessed date: 14.03.2016).

RESEARCH OF BETA – RAY ATTENUATION COEFFICIENT FOR ALUMINIUM

N.A. Ukhov

National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: nau3@tpu.ru

It is well-known that one type of radioactivity is β -decay, wherein the charge of atomic nucleus is changed by one unit, but its mass remains the same. The characteristic feature of this phenomenon consists in continuity of energy spectrum of emitted particles (electrons or positrons), while spectra of α - and γ -radiation are discrete. That kind of difference is caused by the appearance of two light particles during β -decay. There is an electron and electron antineutrino, or a positron and electron neutrino. Therefore, the decay energy is divided between those two particles.

The continuity of energy spectrum of emitted β -particles results in specific problems of β -spectrometry, which are related to the identification of radiating nuclide (or group of nuclides) in an investigated sample, as well as to the determination of corresponding activities.

Also, continuous energy distribution of β -particles accounts for their complex interaction with the matter: attenuation of particle flux by absorbent material is the superposition of all attenuations of monoenergetic electrons in radiation spectrum.

In practice, there are concepts like “half reduction layer” and “attenuation coefficient” (streak or mass) in use. The most common absorbent material is aluminium. There exists a significant amount of empirically obtained data on the interaction between this element and β -particles.

The present work includes the research of β -particles flux radiated with checking source (^{90}Sr), as well as flux attenuation by aluminium. The set of β -radiation energy spectra was measured for the comparative analysis. There was a simple source spectrum without an absorber, and radiation spectra using absorbing layer of the varied thickness. The absorbing layer was made as a set of aluminium plates, overlaid one to the other.

The received data on the attenuation of β -radiation flux correspond to the theory for the given nuclide. The calculated mass attenuation coefficient is according to the table value with an accuracy up to 25 %. The imprecision can be explained by the inhomogeneity of the absorbing layer and inevitable presence of the decay product of $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ – in the sample. This radionuclide has a different cutoff energy of β -spectrum and, consequently, different attenuation coefficient.

REFERENCES

1. Alpha – , beta – and gamma – ray spectroscopy: in 4 vol.: transl. from eng. / ed. by K. Sieghban. (1969). Moscow: Atomizdat. Vol. 1. p.567
2. Measurement technique of radioactive preparation: collection of articles / ed. by V. V. Bochkarev. (1962). Moscow: Gosatomizdat,. 216 p.: il. Bibliography is in the end of articles.
3. Radiation dosimetry and spectrometry of ionizing radiation: collection of articles / Institute of Nuclear Physics; ed. by N. N. Generalov, I. M. Blaunshtein. Tashkent: Fan, p. 239: schemes. – Bibliography is in the end of articles.
4. Beta – decay [Electronic resource]. // Nuclear Physics in the Internet. – Access mode: <http://nuclphys.sinp.msu.ru/radioactivity/ract03.htm>. – 10.02.16.

RISK ASSESSMENTS AT NUCLEAR POWER PLANT (NPP)

Alexander Valyaev¹, Valeri Varlachev², Gurgen Aleksanyan³, Oleg Arkhipkin⁴

¹ Nuclear Safety Institute of Russian Academy of Sciences,
Russia, Moscow, Bolshaya Tulsкая str., 52, 115191,

² Valery Varlachev, Tomsk Polytechnical University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

³ Yerevan State University,
Republic of Armenia, Yerevan, Alek Manukyan St, 1, 0025

E-mail: gurgenal@ysu.am

⁴ Corporative University "Samruk-Kazyna"
Kazakhstan, Almaty,

E-mail: oarkhipkin@gmail.com

Today the NPP energy production is constantly and intensively increasing in the world, resulting in the growth of different threats under its exploitation caused by natural and manmade factors, which include possible directed terrorist attacks. It is necessary to use correct assessments of corresponding risk levels during NPP projecting, building and exploitation under its complex integrated emergency management [1]. In the paper some possible methods of risk assessments and the use of the universal formula for calculating the total vector of limited losses under NPP exploitation for fixed time interval under the following assumptions have been analyzed [2]: (1) at initial state the object is in normal (non accidents) exploitation; (2) the different types of accidents can occur as noticed $i = 2, 3, \dots, m$, where

m is a total number of possible accidents ($m=1$ is corresponded to the normal regime); (3) every accident may create the different kinds of losses; (4) realization of i accident creates the loss of j kind with P_{ij} probability:

$$\bar{a}_{lim} = P(1)\bar{a}_{1n} + \sum_{i=2}^m \hat{P}_{ij}\bar{a}_j \quad (1)$$

Here j is the kind of loss with a_j value. Then $j = 1, 2, \dots, n$, where n is a total number of possible kinds of losses; where $P(1)$ is the probability of loss formation under normal exploitation; \bar{a}_{1n} is the vector of limited loss under regular exploitation. $P_{ij}a_j$ value in sum is equal to the loss value of j kind under realization of i kind accident. Under accident absence (normal regime), \bar{a}_{lim} is determined only by the first part of (1) the formula.

The main problem is P_{ij} value assessment. Usually the representative statistic data for its assessment are present only for long NPP normal exploitation period. Earlier we predicted the irradiation doses and corresponding risks for population under the implementation of Russian Federal Program “Development of Russian atomic energy industrial complex for the period 2007-2020 at 10 homelands NPP operating during some last decades [3]. Such data are absent for NPP non-prognostic emergencies, when part of the needed information can be obtained only after the disasters. Some NPP, located in dangerous regions, are exposed to negative natural responses (earthquakes, tsunami, etc.), as well as there are manmade ones are in dangerous conflict zones with high terrorism threats. In these situations the use of classic methods for expertise risk of NPP assessments are not correct and often impossible at all. Some required data can be obtained from primary virtual computer tests of individual NPP with imitation of possible disasters. It allows planning the actions for NPP operators and special services under serious NPP disasters or may prevent them at all. These thematic problems connected with such NPP, as Fukushima, Seversk in Tomsk region, Armenian, three future NPP in Kazakhstan, and Nuclear terrorism are also under consideration in this work.

REFERENCES:

1. A.N. Valyaev, G.M Aleksanyan., A.A. Valyaev. (2014). Integrated Emergency Management and Risks for Mass Casualty Emergencies. Proc. of the 7th Chaotic Modeling and Simulation International Conference Lisbon, Portugal. pp. 507-522.
2. A.N. Valyaev, S.V. Kazakov, H. D. Passell et. al. (2007). Assessments of Risks and Possible Ecological and Economic Damages from Large-Scale Natural and Man-Induced Catastrophes Ecology-Hazard Regions of Central Asia and the Caucasus.” in NATO Science for Peace and Security Series -C: Environmental Security, Proc. of NATO Advanced Research Workshop: “Prevention, Detection and Response to Nuclear and Radiological Threat”, Yerevan, Armenia, Editors: S. Apikyan et. al. Published House: Springer, Netherlands, , pp. 281-299.
3. A.N. Valyaev, A. L Krylov., V.N Semenov., D.V Nikolisky, Prediction of irradiation doses for population under implementation of Russian Federal Program: Development of Russian atomic energy industrial complex for the period 2007-2020. Ibidem, pp.294- 308.
4. In Proc. of the NATO Advanced Research Workshop: “Stimulus for Human and Societal Dynamics in the Prevention of Catastrophes: NATO Science for Pearce and Security Series. E: Human and Societal Dynamics” vol. 80, pp.172-188, IOS Press –Amsterdam – Berlin – Tokyo –Washington, D.C., Edited by Arman Avagyan, David L. Barry, Wilhelm G. Goldewey, Dieter W.G. Reimer. 2012.

ВОПРОСЫ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Д.М. Абдрахманова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: diana_ast1994@mail.ru

Политическая реальность на сегодняшний день демонстрирует невозможность игнорирования проблемы ядерной безопасности, которая оказывает все возрастающее влияние на жизнедеятельность как больших, так и малых государств в условиях резкого усиления их глобальной взаимозависимости.

В непосредственной близости от Республики Казахстан находятся регионы политической нестабильности, в которых может быть спровоцировано появление неконтролируемых вооружённых формирований, терроризма, организационной преступности, нелегального трафика ядерных материалов и других. Все это постепенно превращает данный регион в опасную зону, угрожающую безопасности независимых республик.

Вызовами режиму нераспространения могут стать неконтролируемые рынки ядерных материалов и технологий, несоблюдение ядерной безопасности при мирном использовании атомной энергии.

Закон Республики Казахстан «Об использовании атомной энергии» [1] определяет правовую основу и принципы регулирования отношений в области использования атомной энергии. Он направлен на защиту здоровья и жизни людей, охрану окружающей среды, обеспечение режима нераспространения ядерного оружия, ядерной и радиационной безопасности при использовании ядерных технологий.

Объектами использования атомной энергии являются:

- ядерные установки;
- пункты размещения;
- источники ионизирующего излучения выше уровней изъятия;
- организации, использующие источники ионизирующего излучения, включая медицинские, учебные, исследовательские, коммерческие, сельскохозяйственные и промышленные, в том числе горнодобывающие, перерабатывающие, а также другие организации.

Учёт и контроль ядерных материалов и источников излучения ведётся, начиная со стадии их начального производства и до их окончательного захоронения, а также посредством восстановления контроля над ними в случае их утери.

Таким образом, ядерные секторы Республики Казахстан осуществляют свою деятельность согласно основному закону «Об использовании атомной энергии». Документ учитывает рекомендации МАГАТЭ, особенности ядерных объектов страны и опыт других стран в этой области. Внесенные изменения в закон требуют развития правовой базы в области ядерной и радиационной безопасности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Закон Республики Казахстан «Об использовании атомной энергии» от 29 января 2016 года [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://online.zakon.kz/Document/?doc_id=35049151

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ АЛГОРИТМОВ ОБРАБОТКИ АКУСТИЧЕСКОГО СИГНАЛА В ЦЕЛЯХ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОЦЕНКИ КАЧЕСТВА КОМПОНЕНТОВ ТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.В. Абрамец, Я.А. Салчак, Д.А. Седнев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vvabramets@yandex.ru

В атомной энергетике (АЭ) необходимо обеспечивать технологическую безопасность [1]. Контроль качества на стадии изготовления отдельных узлов является неотъемлемым условием для достижения технологической безопасности объектов. Кроме того, предприятие, производящее готовый продукт для дальнейшего использования на объектах ядерно-топливного цикла, ставит одной из главных задач обеспечение

производства высококачественной продукции. В связи с этим необходимо с точностью определять соответствуют ли показатели качества изделий установленным требованиям.

За последние несколько лет на ГХК значительно увеличился объем отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в связи с вводом в эксплуатацию сухих хранилищ. В целях поддержания безопасности предприятие осуществляет оценку технического состояния и диагностику целостности пеналов. Наиболее уязвимыми местами пенала являются сварные соединения, поэтому необходимо обеспечить возможность проведения эффективного контроля качества сварных швов.

Мониторинг состояния во время эксплуатации не должен повлечь разгерметизацию, а на стадии производства – нарушение целостности конечного изделия, поэтому применяются методы неразрушающего контроля (НК). При контроле сварных соединений предприятие обязательно применяет визуальный, измерительный методы НК, а также радиографический/ультразвуковой [2].

В связи с увеличением пеналов на предприятии образовался недостаток мощностей для проведения радиографического анализа, что повлияло на внедрение систем ультразвукового контроля (УЗК). Главный недостаток УЗК в недостаточной точности и сильном влиянии фонового акустического шума на полезные сигналы от дефектов структуры сварного соединения, что негативно сказывается на оценке качества изделия. Повышение эффективности достигается применением высокоточного оборудования для процедуры контроля. Использование хорошего оборудования часто невозможно или затруднено из-за его дороговизны, поэтому целесообразно включение в методику этап дополнительной математической обработки полученных сигналов, который позволит значительно улучшить полученные результаты оценки качества компонентов АЭ.

Выполнено при финансовой поддержке Государственного задания «Наука» в рамках научного проекта № 1524, тема 0.1325.2014

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Об использовании атомной энергии: Федеральный закон РФ, 21 ноября 1995 г., № 170-ФЗ // Собр. законодательства Рос. Федерации. – 1995. – № 48. – Ст. 4552. – 1997. № 7 – 808 С.
2. ПНАЭ Г. 7-010-89 Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок //Сварные соединения и наплавки. Правила контроля. – 1989.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЗАЩИЩЕННОСТИ КРИТИЧЕСКИХ ЭЛЕМЕНТОВ ИНФРАСТРУКТУРЫ ОБЪЕКТА

Ю.Р. Абузарова, Б.П.Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: y.abuzarova93@gmail.com

Одной из составляющих обеспечения режима ядерного нераспространения является установление нормативных ограничений при выполнении процедур доступа к ядерным материалам.

Формирование данных требований происходит на основе выделения и анализа основных угроз в отношении ядерного объекта. Однако за последнее время произошло значительное изменение различных видов опасностей и способов их реализации. Поэтому в современном мире вопросы безопасности всегда остаются актуальными при возникновении серьезных угроз государству, обществу или личности.

Под безопасностью понимают состояние защищенности жизненно важных интересов личности, общества и государства от внутренних и внешних угроз. В зависимости от особенностей функционирования

объекта их деятельность характеризуется наличием материальных ценностей, скоплением людей, применения опасных технологий и материалов. Устойчивая работа предприятия невозможна без обеспечения ее безопасности. Необходимо противостоять возможным угрозам и вероятности возникновения чрезвычайных ситуаций. Внедрение комплексной системы безопасности позволяет повысить эффективность противодействия возникающим угрозам с учетом действующих на предприятии норм и правил.

Задача построения эффективной системы безопасности может решаться поэтапно от постановки цели и далее к выбору подходов, а также средств и способов её решения. В работе сформулирован методический подход по обеспечению защищенности объекта, основанный на выделении и ранжировании потенциальных угроз, оценки вероятности возникновения чрезвычайных ситуаций, выделения критических элементов инфраструктуры объекта.

Требование методического подхода предполагает максимальный охват всех видов угроз и проведения анализа их взаимного влияния в структуре функционирования элементов инфраструктуры объекта.

Рассматриваемый методический подход предусматривает последовательное выполнение основных этапов по определению целей защиты, идентификации и оценки угроз, проведение анализа уязвимости объекта защиты. По результатам проведенного анализа выполняется разработка мер защиты.

Поэтому реализация предложенного методического подхода по обеспечению защищенности объекта предполагает разработку, внедрение и обеспечение функционирования комплекса организационных, технических мер по предотвращению выделенных угроз.

Реализация разработанного методического подхода позволяет выполнить общий алгоритм построения эффективной системы безопасности предприятия.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бояринцев А.В., Зуев А.Г. Проблемы антитерроризма: терроризм и антитерроризм в настоящее время. – СПб.: ЗАО «НПП «ИСТА-Системс», 2011.– 125с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВТОРИЧНОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЕ В ЗАЩИТЕ ИЗ ПОЛИЭТИЛЕНА

Е.В. Артемов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: evgeniy1.artemov@gmail.com

Вторичное гамма-излучение – это излучение, возникающее в результате взаимодействия первичного излучения, например, нейтронов, с рассматриваемой средой. Вторичное гамма-излучение является угрозой для здоровья человека, в связи с этим возникает потребность в его исследовании, при этом необходимо учитывать особенности вторичного гамма-излучения, так как она дает основной вклад в радиационную обстановку в случае высоких потоков нейтронов.

Целью данной работы является расчет необходимой защиты от вторичного гамма-излучения, возникающего в конструкционном материале состоящим из полиэтилена для нейтронного источника ИБН-10 и проектирование конструкции защиты от данного излучения. Источник нейтронов ИБН-10 используется для радиоизотопных приборов, в качестве образцовых средств измерений, а также для экспериментальных работ. Источник нейтронов ИБН-10 состоит из двойной капсулы, изготовленной из коррозионностойкой стали, с активной частью в виде таблетки из интерметаллического соединения диоксида

плутония с порошком бериллия. Измеренное значение потока быстрых нейтронов от источника в телесный угол $4\pi - 1,01 \cdot 10^7$ нейтр./см²с. Средняя энергия нейтронов 4,5 МэВ.

В качестве конструкционного материала в работе рассмотрен обычный полиэтилен и полиэтилен с 5 % содержанием бора. Исследования проводились на экспериментальных призмах, собранных из рассматриваемых полиэтиленовых блоков. В качестве детектора использовался дозиметр-радиометр МКС-АТ1117 с блоком детектирования БДКГ-05. Измерения мощности дозы излучения проводились при различной толщине полиэтилена, затем строилась зависимость мощности дозы гамма-излучения от толщины конструкционного материала. Помимо этого, производился теоретический расчет вторичного гамма-излучения, который показал близкие к экспериментальным значения.

Таким образом, в работе измерены и рассчитаны поля вторичных гамма-излучений при проектировании защиты для источника ИБН-10 из полиэтилена и бронированного полиэтилена. Так же установлено, что при использовании борированного полиэтилена мощность дозы вторичного гамма-излучения значительно меньше, что является большим преимуществом при выборе защитных и конструкционных материалов для обеспечения безопасного обращения с нейтронными источниками.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 464 с.
2. Машкович, В.П. Защита от ионизирующих излучений. – М.: АП “Столица”, 2013. – 496 с.
3. Бойко В.И. Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов. – М.: МНТЦ, 2011. — 356 с.
4. Абагян Л.П. Вторичное излучение в радиационной защите – М.: Атомиздат, 1983. – 121 с.

АНАЛИЗ СИСТЕМ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ: МИРОВОЙ ОПЫТ

А.С Башлай., А.В. Годовых

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: alenk_bashlai@mail.ru

Идеей безопасного обращения с ядерными материалами проникнуто любое использование ядерной энергии, включая ядерную энергетику. Эта идея является основополагающей для международных соглашений и национальных законов.

Ещё с конца 40-х, а затем в 50-х годах XX в. крупнейшие государства мира приняли законы о ядерной энергии, которые регламентировали вопросы обращения с ядерными материалами, а также установили нормы сотрудничества с зарубежными странами в этой сфере.

Данное направление имеет ряд требований и к специалисту со стороны ядерной и радиационной безопасности. С этой точки зрения понятие «обращения с ядерными материалами» употребляется в рамках системы учета и контроля ядерных материалов.

Исходя из исторических предпосылок развития страны, ее места в политике региона, а также участие в глобальных мировых процессах определяются возможность использования ядерной энергетики или элементы требующие совершенствования в уже существующей структуре. В работе определены следующие критерии оценки, существующей или планируемой к реализации системы учета и контроля:

- состояние развития национальной ядерной отрасли;
- особенности формирования национальной правовой базы;

- реализация государственной системы учета и контроля;
- особенности требований уровня организации;
- вопросы обращения с радиоактивными отходами.

Критерии сформулированы в соответствии с основными этапами развития и становления структур различного уровня, отвечающих за безопасное обращение с ядерными материалами. В работе затронут анализ только систем учета и контроля, но отдельно представлены несколько критериев рассмотрения проблемы «в комплексе». Структура, основной целью которой является безопасная эксплуатация ядерной энергии, реализуется в рамках сложного взаимодействия целевых подсистем. Критерии отображают степень и эффективность этих взаимодействий.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гераскин Н.И. Критерии безопасности, оценка эффективности и риска в задачах защиты ядерных объектов и материалов: Учебное пособие. М.: МИФИ, 2008. 96 с.
2. ГОСТ Р ИСО/МЭК 15408-1-2002. Методы и средства обеспечения безопасности. Критерии оценки безопасности информационных технологий. Часть 1: Введение и общая модель.

РАЗРАБОТКА АНАЛИТИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА ПО ОЦЕНКЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ

Н.Т. Беденко, А.А. Шевелева, А.В. Годовых, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aas-tpu@yandex.ru

Надежное функционирование физической защиты на ядерном объекте является неотъемлемой частью его безопасной работы. Управление безопасностью осуществляется при помощи автоматизированных систем физической защиты, которые предполагают активное участие человека [1]. Своевременные и правильные действия персонала системы безопасности определяют способность системы противостоять внутренним и внешним несанкционированным действиям нарушителей.

Подготовка и обучение персонала системы безопасности является одним из способов повышения эффективности системы в целом. Однако, проведение тренировок на действующей системе невозможно. Поэтому актуальными становятся вопросы разработки и создания аналитических комплексов, моделирующих работу элементов системы безопасности.

В работе рассмотрены вопросы создания многофункционального аналитического комплекса по проведению оценки эффективности систем физической защиты при взаимодействии «нарушитель – система безопасности».

Функциональную структуру аналитического комплекса можно представить в виде трех уровней, каждый из которых включает в себя модули, ответственные за выполнение определенных задач. Первый уровень представлен конструкционным и математическим модулями, которые формируют первичное описание охраняемого объекта и его инфраструктуры. Второй уровень отвечает за формирование алгоритмов взаимодействия составляющих первого уровня и представлен имитационным модулем. Третий уровень представляет собой модуль визуализации, в функции которого входит отображение графического интерфейса и визуализация процессов. Базовым элементом предлагаемого комплекса является специализированное программное обеспечение.

Базы данных являются основной ресурсной базой в процессе моделирования объекта и описания функционирования его системы безопасности. Заложенные характеристики представляются в виде численных значений, отдельных и объединенных параметров, а также графического и прочих видов их отображения. Функционально элементы баз данных используются отдельным или группой модулей.

Предложенная структура комплекса обладает достаточным функционалом для оценки действий персонала системы физической защиты. При этом обеспечивается комплексный подход к оценке эффективности систем безопасности путем оценки оперативности и правильности действий оператора пункта управления с учетом его индивидуальных особенностей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Garcia M L The Design and Evaluation of Physical Protection Systems 2nd ed, – Butterworth-Heinemann, 2007. – p 370.

РАЗРАБОТКА АНАЛИТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ДЕЙСТВИЙ НАРУШИТЕЛЯ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА

А.В. Буковецкий, В.И. Бойко, Б.П. Степанов

Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,
Россия, Красноярский край, г. Железногорск, пр. Ленина, 53, 662972

E-mail: antaresbav@tpu.ru

Совершение нарушителем несанкционированных действий в отношении ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов представляет собой совокупность целенаправленных действий по преодолению рубежей охраны, перемещению по охраняемой территории ядерного объекта (ЯО) в направлении мест размещения предметов физической защиты (ПФЗ), участию в боестолкновении с силами охраны. В этом случае время, необходимое нарушителем для выполнения поставленной задачи, может быть разбито на интервалы времени преодоления элементов маршрута, а также времени действий с целевым предметом [1]. Время движения по участку между выделенными рубежами защиты определяется скоростью движения нарушителей, характером и протяжённостью преодолеваемого участка, действиями сил охраны. Анализ характера противодействия в системе «нарушитель-система физической защиты (СФЗ)» позволяет выделить основные характеристики нарушителей (техническое оснащение, уровень физической подготовки, численность группы) и применяемой ими тактики (силовой, скрытой, обманной или смешанной), влияющих на значение показателя эффективности СФЗ [2].

Проведенный в работе анализ основных вопросов, возникающих при проведении оценки эффективности СФЗ ЯО, позволяет сделать вывод о необходимости получения более детального и адаптированного значения времени преодоления нарушителем реально установленных физических барьеров комплекса инженерно-технических средств физической защиты. Предлагается применить для данных целей алгоритм описания движения нарушителя по территории объекта и преодоления рубежей охраны, учитывающий его оснащённость, физические и психофизиологические особенности человеческого организма при противодействии системе безопасности, а также другие показатели, влияющие на возможности совершения несанкционированных действий в отношении ПФЗ. Применение данного подхода при формировании исходных данных для целей оценки СФЗ потребует в дальнейшем создания аналитической модели действия нарушителя в условиях противодействия в системе «нарушитель – СФЗ» при максимальном

учете внутренних и внешних факторов, обеспечивающих максимальную защищенность ПФЗ на ЯО от осуществления противоправных акций.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бояринцев А.В. Проблемы антитерроризма: угрозы и модели нарушителей. – СПб.: ЗАО НПП «ИСТА-Системс», 2008. – 220 с.
2. Fischer, R.J., Halibozek, E., Green, G. Introduction to Security, 9th ed. Boston: Butterworth-Heinemann, 2008. – 528 p.

СРЕДСТВА ОБЕСПЕЧЕНИЯ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

А. Ю. Вдовенко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: radoststalina20-53@mail.ru

Ядерная энергетика, в силу своей специфики, несет с собой ряд глобальных проблем, количество которых с каждым десятилетием увеличивается. Сначала это были проблемы чисто технического характера, однако со временем перед миром встала угроза распространения ядерных материалов, а следовательно, и ядерного оружия. И если в 20 веке угроза изготовления и применения ОМУ (оружия массового уничтожения) исходила непосредственно от ядерных держав, то сегодня особую опасность представляют еще и террористические организации, деятельность которых невозможно контролировать.

На Саммите, посвященному ядерной безопасности, который проводился в Вашингтоне 31 марта – 1 апреля 2016 года, президент США вновь напомнил миру о возможности завладения террористами ядерным оружием. По словам Барака Обамы «Главной угрозой для глобальной безопасности является возможное попадание ядерного оружия в руки экстремистов». На том же Саммите Нурсултаном Назарбаевым было предложено несколько путей решения этой проблемы [1].

Одним из способов обеспечения безопасности, по мнению президента Казахстана, является отказ от материалов, используемых при изготовлении бомб, для того, чтобы террористы не смогли применить их для создания ядерного оружия. В связи с этим Нурсултан Назарбаев объявил об устранении всего свежего топлива реактора ВВР-К с высокообогащенным ураном (ВОУ) и своих обязательствах по скорейшему возврату оставшегося отработанного топлива с ВОУ в Россию. В заявлении также отмечается желание республики "перевести реакторы ИВГ.1М и ИГР на топливо с НОУ тогда, когда приемлемое топливо с НОУ станет доступно, и передать отработанное топливо с ВОУ с указанных исследовательских реакторов в Россию по завершении их конверсии". [2]

Для пресечения возможной контрабанды ядерных материалов в Казахстане совместно с МАГАТЭ успешно реализуется пилотный проект автоматизированного учёта, контроля и защиты всего цикла добычи и обогащения урана. Строительство Учебного центра по ядерной безопасности поспособствует образованию нынешнего поколения в данной области. Центр будет проводить тренинги в сферах ядерного нераспространения: защиты, контроля и учета материалов; противодействия нелегальному обороту ядерных и других радиоактивных материалов. Строительство Центра началось в конце 2015 года, в эксплуатацию он будет введен к концу календарного 2016 года [3].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. BBC. Обама предупредил о глобальной угрозе ядерного терроризма [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.bbc.com/russian/international>. – 11.04.16.

2. ТАСС. Казахстан ликвидирует запас высокообогащённого урана в институте ядерной физики [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.atominfo.ru/newsm/t0952.htm>. – 31.03.16.
3. Гринштейн Э. Финальные АккОрды саммита по ядерной безопасности [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.kursiv.kz/news/industry-issues>. – 7.04.16.

ВОПРОСЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА

О.С. Воронцова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: osv1@tpu.ru

В соответствии с действующим законодательством Российской Федерации [1], деятельность в области использования атомной энергии на территории страны без обеспечения физической защиты ядерных материалов, запрещена. Защита ядерных объектов – комплексная задача, которая решается с учетом современных угроз и научно-технических достижений в области обеспечения безопасности опасных объектов. Ее актуальность обусловлена необходимостью пресечения на ранних стадиях возможных диверсионно-террористических акций в отношении ядерных материалов, а также любого вида несанкционированного вмешательства в технологический процесс или работу ядерных установок посторонних лиц и персонала ядерного объекта [2].

В силу особенностей угроз в отношении ядерного объекта, которые определяются наличием на объекте ядерных материалов и ядерных установок, организация физической защиты является основным фактором безопасного использования атомной энергии. Благодаря создаваемой системе физической защиты на ядерном объекте, вероятность возникновения несанкционированных действий, обусловленных хищением ядерного материала и совершением диверсий в отношении ядерной установки, должна сводиться к минимуму.

Одной из ключевых задач безопасного использования современных ядерных технологий является обеспечение режима нераспространения ядерных материалов. Эффективное решение возникающих проблем возможно путем реализации государственной политики в области специального обращения с ЯМ, которая представляет собой совокупность мер и технических средств, обеспечивающих сохранность и знание местоположения ЯМ [3].

Для надежного выполнения целей национальных гарантий необходимо создать эшелонированную защиту ЯМ от несанкционированных действий. Поэтому в настоящее время физическая защита ядерных материалов является одним из важных аспектов безопасного развития атомной энергетики. Государства, использующие ядерные материалы и установки, создают национальные системы физической защиты для предотвращения незаконного доступа, захвата и использования ядерных материалов, а также террористических актов в отношении ядерных установок [4].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федеральный закон № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 г.
2. Введение в безопасность и нераспространение ядерных материалов: учебное пособие / В.И. Бойко, И.И. Жерин, Г.Н. Колпаков и др.; под ред. В.И. Бойко, Н.Н. Сокова. – Томск : Изд-во Томского политехнического университета, 2015. – 373 с.
3. Гарсия М. Проектирование и оценка систем физической защиты / М. Гарсия ; пер. с англ. – Москва : Мир: ООО «Издательство АСТ», 2002.

4. Правила физической защиты радиационных источников, пунктов хранения, радиоактивных веществ. Федеральные правила в области использования атомной энергии (НП-034-01). Утверждены постановлением Госатомнадзора России № 3 от 16 января 2002 года.

ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРОМЫШЛЕННЫХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ ФГУП «ГХК»

М.В. Антоненко¹, А.С. Григорьев^{1,2}, Д.В. Жирников¹, С.Н. Саванюк^{1,2}.

¹ ФГУП «Горно-химический комбинат»

Россия, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

² Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

На площадке ФГУП «ГХК» расположены три промышленных уран-графитовых реактора (ПУГР) – АД, АДЭ-1 и АДЭ-2.

ПУГР АД являлся одноцелевым проточным реактором на тепловых нейтронах. Реактор эксплуатировался с 28.08.1958. Остановлен для вывода из эксплуатации 30.06.1992.

ПУГР АДЭ-1 проектировался как энергетический, но эксплуатировался как одноцелевой и работал в проточном режиме с 20.07.1961. Остановлен для вывода из эксплуатации 29.09.1992.

ПУГР АДЭ-2 эксплуатировался с 30 января 1964 года в двухцелевом режиме, то есть кроме наработки оружейного плутония обеспечивал тепло и электрической энергией 100-тысячный город Железногорск. По межправительственному Соглашению с США остановлен 15 апреля 2010 года для вывода из эксплуатации.

Вывод из эксплуатации (ВЭ) ПУГР ФГУП «ГХК» осуществляется по варианту захоронения на месте. Данный способ вывода из эксплуатации ПУГР защищён патентом Российской Федерации № 2444796.

Основным аргументом в пользу этого варианта ВЭ является уникальное расположение реактора в горной выработке. Горный массив образует естественный природный барьер безопасности, который в совокупности с существующими и дополнительно создаваемыми защитными барьерами обеспечит выполнение современных требований радиационной безопасности. Кроме того, горный массив выполняет функцию основного конструкционного элемента сооружения, который в состоянии воспринимать значительные техногенные нагрузки и воздействия.

Вариант радиационного-безопасного захоронения ПУГР АД на месте размещения предусматривает локализацию основных радиоактивных загрязнённых компонентов оборудования и строительных конструкций на месте их использования с созданием необходимых защитных барьеров, предотвращающих несанкционированный доступ в зону локализации и ограничивающих выход радиоактивных веществ в окружающую среду.

Схема обращения с ТРО, образующимися при ВЭ, включает:

- сортировку, фрагментацию и отдельный сбор в оборотные контейнеры на местах их образования в зависимости от видов ТРО, методов последующей переработки, радионуклидного состава и удельной активности;
- транспортирование контейнеров с ТРО на площадку промежуточного хранения РАО;
- паспортизацию контейнеров с ТРО и их временное хранение [1].

Часть металлических ТРО будет дезактивирована на участке дезактивации и частично возвращена в производство в виде металлолома или готовых изделий [1].

Для сбора и транспортирования твердых радиоактивных отходов во время проведения работ по ВЭ ПУГР АД используются металлические контейнеры КРАД-1,36 и штатные контейнеры емкостью 4,5 м³, 3,5 м³, 0,8 м³.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ИН 11-07.068-2015 «Инструкция предприятия Обращение с ТРО на РЗ».
2. ФЗ № 190 от 11.06.2011 «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты РФ».

СОВРЕМЕННЫЕ СПОСОБЫ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

В.Ю. Гришаев, Д.С. Исаченко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: Lotner03@gmail.com

В настоящей работе рассмотрены современные методы утилизации радиоактивных отходов (РАО): гидротермальный метод и метод на основе плазмы.

Суть гидротермального метода заключается в том, что отходы помещаются в высокотемпературные (до 350°C) гидротермальные системы. Утилизация отходов в гидротермальных системах считается экологически безопасным. Мощность этой системы, позволяет захоронить все радиоактивные отходы во всех странах мира. Важно, чтобы используемая гидротермальная система была пригодна для утилизации отходов, и тут существует ряд условий, в том числе, высокие температура и давление, а также высокая минерализация и мощная разгрузка потока. Начать утилизацию описанным способом можно было бы скорейшим временем, но на это требуются большие затраты [1].

Плазменный метод – это гибкий инструмент, с его помощью можно оперировать в широком температурном диапазоне практически с любой химической композицией отходов и химических реагентов, необходимых для переработки этих отходов. С помощью плазменных технологий можно проводить окислительные, восстановительные реакции, а также реакции пиролиза в нейтральной среде. Плазменная технология позволяет производить переработку органических отходов по сценарию, который для каждого специфического типа таких отходов может быть признан оптимальным. При утилизации отходов с наличием токсичных компонент, плазменные технологии позволяют ввести в реакционную среду необходимые нейтрализующие реагенты в нужном месте и при оптимальной температуре. Следует также отметить малую инерционность процесса, что минимизирует угрозу вредных выбросов в аварийных ситуациях благодаря возможности быстрой остановки технологического оборудования в случае возникновения такой необходимости. Основные преимущества этого метода: радиоактивные отходы можно перерабатывать без предварительной сортировки; экологичность процесса; высокая интенсивность процесса за счёт высоких температур и плотность энергии, и как следствие, высокая удельная производительность при малых габаритах оборудования; компактность плазменных реакторов и печей; отверждённый продукт обладает высокой химической стойкостью и способностью к длительному хранению [2].

Подводя итоги работы, можно сделать вывод, что данные методы эффективны и безопасны, но они требуют большое количество затрат и определённых политических отношений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рискин И. Ученые предлагают новый способ утилизации радиоактивных отходов. [Электронный ресурс]. Режим доступа: <http://www.golos-ameriki.ru/content/new-method-utilization-radioactive-waste-2010-05-15-93856579/184977.html>
2. Утилизация НСРО (радиоактивные отходы). [Электронный ресурс]. Режим доступа <http://www.t-eng.ru/pererabotka-tro>

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ УРАНА В ВОДНЫХ РАСТВОРАХ

С.П. Дубровка, С.С. Чурсин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ms.dubrovka@mail.ru

Одной из актуальных проблем современности в области ядерных технологий является обеспечение специального обращения по отношению к ядерным материалам, так как они представляют значимую энергетическую и коммерческую ценности, а также несут в себе потенциальную угрозу радиационного заражения. В рамках специального обращения с ядерными материалами необходимо обладать информацией о полном качественном и количественном составе образца. Спектрометрические методы эффективно решают данную задачу. Одним из таких методов является рентгенофлуоресцентный анализ (далее – РФА), который представляет собой быстрый, неразрушающий и безопасный для окружающей среды метод анализа, обладающий высокой точностью и воспроизводимостью результатов.

В данной работе разработана методика определения концентрации урана в водных растворах азотнокислого уранила $UO_2(NO_3)_2$ на волнодисперсионном кристалл-дифракционном РФА спектрометре Спектроскан МАКС-G. Особенностями азотнокислого уранила является то, что это соединение широко используется на многих этапах ядерного топливного цикла, начиная от вскрытия руды и заканчивая экстракционным разделением урана и плутония в отработавшем ядерном топливе, а также оно легко растворяется в воде и, соответственно, является более безопасным в обращении.

Процесс создания методики был разбит на несколько основных этапов: пробоподготовка, непосредственно измерения, получение градуировочной характеристики, апробация на растворах с неизвестной концентрацией. Пробоподготовка осуществлялась путем размешивания определенного количества порошка $UO_2(NO_3)_2$ в 100 мл воды. Были подготовлены пробы с концентрациями – 1, 2, 4, 5, 7, 9, 10, 12, 15, 17, 20, 50, 70 и 100 г/л. Измерения проводились на двух кристаллах-анализаторах – LiF(200) и COO_2 . Характеристические линии урана были обнаружены в первом и втором порядке отражения на кристалле-анализаторе LiF(200) и во втором порядке на COO_2 . Для методики были отобраны пять характеристических линий урана, которые видны в обоих порядках отражения и на обоих кристаллах. Это позволяет снизить погрешность измерения, а также практически полностью исключить случайную погрешность. По подготовленным пробам построена градуировочная характеристика и измерены пробы неизвестных концентраций урана в водном растворе.

Таким образом, в ходе работы была создана и апробирована методика определения количественного содержания урана в водном растворе. Применение данной методики на разных стадиях ядерного топливного цикла позволит упростить основные производственные процессы, а также повысить их эффективность и экспрессность. Стоит так же отметить, что данная методика не зависит от химического соединения урана, необходимо лишь, чтобы это соединение растворялось в воде.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бахтиаров А.В., Савельев С.К. Рентгенофлуоресцентный анализ минерального сырья.// Бахтиаров А.В., Савельев С.К.– СПб.: Изд-во С.-Петербур. ун-та, 2014. – 132 с.

2. Райлли Д., Энслин Н., Смит Х., Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: Пер. с англ. – М.: ЗАО «Издательство Бином», 2000. – 720 с.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОБНАРУЖЕНИЯ ЯДЕРНОГО МАТЕРИАЛА В РЕШЕНИИ ЗАДАЧИ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

А.В. Дудкин, В.И. Бойко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

Своевременное обнаружение несанкционированного перемещения ядерных материалов в системах физической защиты (СФЗ) ядерных объектов является одной из наиболее актуальных задач в рамках общей задачи обеспечения режима нераспространения ядерных материалов.

Радиационные порталные мониторы (РПМ) находят широкое применение в системах физической защиты и обеспечивают приемлемые значения порогов обнаружения ядерных материалов. Однако заявленные производителями пороги обнаружения ядерных материалов подтверждаются только при определенных условиях. На практике часто возникает потребность в размещении РПМ в условиях, отличающихся от условий, при которых подтверждаются пороги обнаружения. Оценить при этом, как изменится эффективность обнаружения ядерного материала при его перемещении через зону контроля РПМ, в настоящее время возможно только путём проведения серии натурных экспериментов с использованием образцов ядерного материала, либо путём выполнения сложных расчётов.

Перспективным инструментом, позволяющим оценить эффективность обнаружения ядерного материала с помощью РПМ в различных условиях, представляется использование динамической модели процесса обнаружения ядерного материала при его перемещении через зону контроля РПМ [1]. Динамическая модель позволяет, задав исходные данные о конфигурации РПМ, образце ядерного материала и условиях проведения эксперимента, провести большое число экспериментов без привлечения людских, временных и материальных ресурсов и получить в качестве результата репрезентативные статистические данные о возможности (вероятности) обнаружения образца ядерного материала и траекториях (зонах) чувствительности РПМ. Кроме того, с помощью динамической модели процесса обнаружения ядерного материала возможно автоматизировать решение следующих задач:

1. Определение оптимальной конфигурации РПМ для обеспечения надёжного обнаружения несанкционированного перемещения ядерных материалов с учётом специфики ядерного объекта и условий конкретного места размещения РПМ на стадии концептуального проектирования СФЗ или при подготовке технического задания на создание (совершенствование) СФЗ.
2. Определение возможности (вероятности) обнаружения образца ядерного материала, находящегося в защитном контейнере.
3. Оценка наличия «мертвых зон» (траекторий минимальной чувствительности) РПМ при проведении объектового контроля СФЗ, а также в ходе подготовки исходных данных для проведения оценки эффективности СФЗ в целом.

Результаты, полученные с помощью данного инструмента, могут способствовать принятию оптимальных проектных решений в сфере обеспечения безопасного хранения ядерных материалов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Справочник по методам измерений ядерных материалов. Под редакцией Д. Роджерса.-М.: БИНОМ, 2009. – 695 с.

ВОПРОСЫ СИТУАЦИОННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ ОХРАНЯЕМОГО ОБЪЕКТА

К.П. Евтушенко, А.В. Годовых

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: evt.kirya@yandex.ru

Создание объекта с эффективно выполняющей свои функции системой безопасности требует комплексного подхода, включающий множество этапов. Один из основных этапов – этап проектирования. Анализ уязвимости создаваемого охраняемого объекта – основная методология конструируемой системы физической защиты. Вышеупомянутый этап моделирования представляет собой аналитический подход, задачей которого является фиксация свойств объекта для в соответствии с требованиями к реализуемой модели.

При разработке модели охраняемого объекта можно, на первом этапе, придерживаться той же логической последовательности, что и при построении системы безопасности охраняемого объекта. А в нашем случае, конкретно системы физической защиты ядерного объекта. Как и было отмечено проведение анализа уязвимости как основной методологии, выявляет все основные угрозы реализуемому объекту со стороны модели нарушителя с учетом так же возможных воздействий со стороны стихийных явлений. Это, в свою очередь, позволяет развернуть в необходимом объеме все организационные и технические ресурсы для достижения требуемого уровня безопасности.

Иными словами, отображение реального объекта и его системы безопасности в виде некоторого набора основных элементов и вариантов их организации должно соответствовать аналитической модели. Степень этого соответствия будет зависеть от необходимости наиболее точно воссоздать ту или иную ситуацию.

При использовании различных технологий проектирования возможность использовать ситуационное моделирование позволяет еще более эффективно реализовать модель. Такая модель описывает объект исследования более полно и имеет возможность отобразить реагирование системы, ее штатное и нештатное функционирование и сделать косвенную оценку эффективности системы физической защиты.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Балута В.И., Яковенко О.Ю. Формализация описания сложного поведения объектов в задачах имитационного моделирования систем физической защиты. – Препринты ИПМ им. М.В. Келдыша, 2016. – 32 с.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОПУСКА ПО ЭНЕРГИИ ДЛЯ ОЧГ СПЕКТРОМЕТРА В ЗАВИСИМОСТИ ОТ СТАТИСТИЧЕСКОГО НАБОРА ДАННЫХ

Т.А. Еремеева, С.С. Чурсин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: taeremeeva@bk.ru

В целях эффективного функционирования государственной системы учета и контроля ядерных материалов применяются различные методики и средства, позволяющие измерять некоторые количественные характеристики ядерных материалов. Одним из подобных методов определения ядерных материалов является гамма-спектрометрический анализ.

Гамма-спектрометрия предоставляет уникальные возможности проведения разнообразных исследований во многих областях знаний. Основной задачей спектрометрических измерений является определение энергии, интенсивности гамма-линий от различных источников, их идентификации и локализации. Посредством данного типа исследования осуществляется разрушающий и неразрушающий анализы ядерных и радиоактивных материалов [1].

Вследствие физических процессов, происходящих в исследуемом веществе пробы, в спектре пики полного поглощения отклоняются от дискретного значения и носят характер распределения Гаусса, что осложняет проведение качественного и количественного анализа материалов. Поэтому в гамма-спектрометрии возникает необходимость снижения значения допуска по энергии при идентификации неизвестных изотопов. Если расстояние между характеристическими гамма-линиями изотопов превышает заданный допуск по энергии, то увеличивается вероятность корректно идентифицировать неизвестные изотопы. Поэтому для повышения достоверности идентификации необходимо минимизировать допуск по энергии при идентификации неизвестных нуклидов.

В данной работе рассмотрено влияние статистического набора данных в пике полного поглощения на точность определения центроиды и соответственно энергии этого пика. Измерения проводились на коаксиальном планарном детекторе из особо чистого германия производства фирмы Canberra. В качестве источников гамма-излучения использовались образцовые стандартные гамма-излучатели (ОСГИ). Измерения были проведены на всем диапазоне энергий от 88 кэВ до 1332 кэВ.

В результате установлена зависимость точности определения энергии пика полного поглощения от статистического набора в этом пике. Показано, что для минимизации допуска по энергии при качественном анализе с использованием полупроводникового детектора из особо чистого германия необходимо чтобы площадь пика полного поглощения составляла не менее 100 000 отсчетов. В этом случае допуск по энергии может быть снижен до 10 эВ, что значительно повышает достоверность идентификации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И., Жерин И.И., Каратаев В.Д., Недбайло Ю.В., Силаев М.Е. Образовательная программа в области физической ядерной безопасности. Учебное пособие «Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов». – 2011. – 356 с.

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕХНОЛОГИИ BIG DATA В ОБЛАСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

С.Р. Зинатулина, А.В. Годовых

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: Safina_0194@mail.ru

К критической инфраструктуре государства, принято относить особо важные объекты, системы или сети, в случае отказа работы которых, в результате выхода из строя или умышленного причинения им вреда, вплоть до их уничтожения, будут иметь тяжелые, или даже разрушительные последствия для национальной безопасности, экономики, общественного здравоохранения и других составляющих инфраструктуры государства. Одними из подобных объектов являются объекты атомной энергии. На данных объектах действуют различные технические системы, обеспечивающие их безопасное функционирование. К ним относятся системы жизнеобеспечения объекта, контроля радиационной обстановки, учета и контроля ядерных материалов и другие. На ядерных объектах, в течение последнего десятилетия, реализуется программа по

широкомасштабному замещению устаревших аналоговых систем, цифровыми. Это объясняется несколькими причинами. Одна из них, это ужесточение требований нормативно-правовой документации, стремление соответствовать международным стандартам безопасности, а также повсеместным развитием цифровой электроники, выходом из тиража некоторых видов аналоговых продуктов. Еще одной немаловажной причиной для внедрения современных технических средств, является то, что для контроля и упорядочивания деятельности организаций, осуществляющих деятельность в области атомной энергии, востребованы компьютерные системы с достаточным уровнем производительности, высокой надежностью и удобством обслуживания. Возможность внедрения компьютерных систем объясняется двусторонней зависимостью.

В связи с расширением номенклатуры цифровых устройств, используемых для обеспечения безопасности на ядерном объекте, растут возможности и пути сбора информации. Контроль параметров окружающей среды, обработка данных с устройств считывания, контроля, видеонаблюдения и пр., в каждый момент времени способны генерировать огромные массивы данных. По требованиям нормативно-правовой документации, вся информация о состоянии всех систем объектов ядерно-топливного цикла, должна храниться сроком не меньшим чем срок эксплуатации рассматриваемого объекта. Эти требования говорят о необходимости хранения соответствующего количества информации. Данные должны обрабатываться, анализироваться и храниться. При переходе объектов ядерно-топливного цикла на использование цифровых устройств, появляется возможность использовать последние наработки в сфере информационных технологий. Одной из подобных разработок в IT сфере является концепция Big Data – “большие данные”. Понятие “большие данные” связывают с инструментами, процессами и процедурами, которые позволяют создавать, воздействовать и управлять очень большими наборами данных и местами их хранения.

С другой стороны, если обобщить все вышесказанное, то можно сказать что появилась возможность хранить, обрабатывать и анализировать потоки данных, значительно превышающие те, что были доступны буквально несколько лет назад. Появились новые методы, средства и устройства обработки данных. Создаются и совершенствуются математические модели и алгоритмы обработки. Разрабатываются технологии хранения данных в долговременной перспективе. Компьютерные технологии сделали резкий скачок вперед. Также опираясь на вышесказанное можно сделать вывод не только о новых возможностях обрабатывать и хранить информацию, но и генерировать ее в новых объемах. Под этим понимается расширение использования систем мониторинга, в качественном и количественном ключе, использование новых алгоритмов оценки и прогнозирования ситуаций. Для получения таких объемов информации необходимы и соответствующие технические средства для ее сбора. То есть появилась необходимость разработки и внедрения новейших технических средств обеспечивающие более объемный и качественный, своевременный сбор информации о состоянии объекта.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Хофрейтер Л. Критическая инфраструктура-содержание, структура и проблемы ее защиты // *Securitologia*. – 2014. – Т.1. – № 1. – С. 141–152.
2. Abawajy J. Comprehensive analysis of big data variety landscape // *International Journal of Parallel, Emergent and Distributed Systems*. – 2015. – Т.1. – Volume 30, Issue 1. – С. 5–14.

**ВЛИЯНИЕ ДАВЛЕНИЯ ПРЕССОВАНИЯ НА ПОЛУЧЕНИЕ МОДИФИЦИРОВАННОГО
ПЕРОВСКИТА НА ОСНОВЕ АЛЮМИНИЯ, ПРЕДНАЗНАЧЕННОГО ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ
РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В РЕЖИМЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ГОРЕНИЯ**

А.О. Семенов, С.В. Иноземцев

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск,

пр. Ленина, 30. E-mail: stasinskoi@mail.ru

Рост накопления возрастающих объёмов радиоактивных отходов является одним из самых опасных и долгосрочных последствий ядерных программ. Надежная изоляция ВАО от биосферы в настоящее время стала актуальной задачей для нашей страны.

Традиционным способом изоляции ВАО от биосферы является их иммобилизация в фосфатные и боросиликатные стекла различного состава. Однако стекла не полностью удовлетворяют требованиям, предъявляемым к матрицам для консервации долгоживущих радионуклидов на длительный период времени. Получение химически устойчивой перовскитной матрицы для надежной долговременной иммобилизации актиноидной фракции ВАО может стать решением данной проблемы.

Обезвреживание высокоактивных отходов с использованием самопроизвольных металлотермических процессов в режиме самораспространяющегося высокотемпературного синтеза в долговечные синтетические минералоподобные матрицы является наиболее экономичным и простым в исполнении способом изоляции ВАО от окружающей среды.

В результате выполнения серии экспериментов было исследовано влияние давления прессования образцов, подвергавшихся СВС синтезу, предназначенных для иммобилизации актиноидной фракции ВАО. Было изучено влияние содержания никелевой добавки на получение перовскита на основе алюминия. Также проведена оценка изменения фазового состава для образцов, подготовленных с давлением прессования 15, 20, 25 и 30 МПа. Получены сравнительные картины фазовых составов образцов с различными составами – без добавления никеля и с его добавкой. Результаты позволяют говорить о пригодности использования перовскитной матрицы для иммобилизации ВАО.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Андерсон Е. Б., Любцев Р. И., Старченко В. А. Обзоры методов включения долгоживущих радионуклидов в минералоподобные матрицы // Труды НПО "Радиевый институт им. ВТ. Хлопина". СПб., – 1992-96.
2. Коновалов Э.Е., Юдинцев С.В., Никонов Б.С. Иммобилизация высокоактивных отходов в минералоподобные материалы с применением СВС-процесса // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – №1. – С.23-33.

**ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ СУХОГО ХРАНИЛИЩА КОНТЕЙНЕРНОГО ТИПА ДЛЯ
БЕЗОПАСНОГО ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РОССИИ**

О.И. Катаева, Д.А. Седнев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: oik4@tpu.ru

В Российской Федерации принята концепция смешанного ядерного топливного цикла. Транспортирование отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) является неотъемлемой частью этого цикла. Обеспечение безопасности при транспортировании, как в условиях нормальной эксплуатации, так и в

аварийных ситуациях – залог экологической безопасности и дальнейшего развития ядерной энергетики страны [1].

Один из возможных путей обращения с ОЯТ это их доставка на площадку долговременного хранения. В настоящее время большая часть отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) в РФ находятся в пристанционных или централизованных «мокрых» хранилищах. Однако сейчас, согласно мировой тенденции, происходит переход от мокрого хранения к сухому [2]. Так в 2011 году на заводе РТ-2 ФГУП «ГХК» был реализован проект по строительству сухого хранилища камерного типа.

По словам генерального директора ГХК Гаврилова П.М., в ближайшее время в России ожидается недостаток мощностей по хранению ОЯТ энергетических реакторов типа ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Существующие хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) на площадках АЭС с реакторами РБМК-1000 практически будут заполнены в самое ближайшее время.

Технология хранения ОЯТ в хранилищах контейнерного типа с использованием контейнеров двухцелевого назначения позволяет оптимально обеспечить выполнение всех условий долговременного хранения ОЯТ с максимальной гарантией безопасности.

Однако для постановки на контейнерное хранение ОЯТ в РФ, необходимо в первую очередь разработать и создать двухцелевые контейнеры, либо модернизировать имеющиеся ТУК.

В зависимости от вида реакторной установки используются различные безопасные транспортно-упаковочные комплекты для перевозки и хранения отработавшего ядерного топлива, которые удовлетворяют всем современным требованиям безопасности.

В данной работе рассмотрен вариант сухого хранения контейнерного типа, который в будущем может найти свое применение и в России, а также проанализированы конструктивные и качественные особенности отечественных транспортно-упаковочных

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. «Концепция по обращению с отработавшим ядерным топливом министерства Российской Федерации по атомной энергии» от 29.05.2003 г.
2. Батюнова О.Г. Российская федерация, Бергман К. Швеция и др. Технологические и организационные аспекты обращения с радиоактивными отходами // Международное агентство по атомной энергии. – Вена, 2005. – С. 135–143.

ТЕХНИЧЕСКИЕ СРЕДСТВА ИДЕНТИФИКАЦИИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ПРОЦЕДУР ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ

Д.А. Конева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: konevadasha@mail.ru

С каждым годом проблема обеспечения безопасности становится всё более актуальной. В настоящее время в целях повышения уровня безопасности внедряются в практику интегрированные системы обеспечения безопасности, в состав технических средств которых включаются и системы контроля и управления доступом (СКУД).

СКУД играет важную роль в процессе обеспечения безопасности. В основе работы данной системы заложен принцип сравнения тех или иных идентификационных признаков, принадлежащих конкретному физическому лицу или объекту, с информацией, заложенной в памяти системы.

СКУД должна выполнять следующие функции:

- санкционирование;
- идентификацию;
- авторизацию;
- аутентификацию;
- разрешение доступа или отказ в доступе;
- регистрацию;
- реагирование.

На сегодняшний день существует очень много разновидностей СКУД. Несмотря на уникальность каждой конкретной системы контроля доступа, она содержит 4 основных элемента – идентификатор пользователя (карта, ключ), устройство идентификации, управляющий контроллер и исполнительные устройства [1].

Целью работы является рассмотрение организации процедур идентификации, а также изучение технических характеристик средств и устройств идентификации.

Идентификация может производиться по следующим основным принципам:

- а) идентификация по запоминаемому коду – по коду, вводимому вручную с помощью клавиатуры, кодовых переключателей или других подобных устройств;
- б) идентификация по вещественному коду – по коду, записанному на физическом носителе (идентификаторе) в качестве которого применяются различные ключи, карты, брелоки и т.д.;
- в) биометрическая идентификация – идентификация, основанная на определении индивидуальных физических признаков человека [2].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Крахмалев А.К. Средства и системы контроля и управления доступом: учеб. пособие / А.К. Крахмалев. – М., 2003.
2. Ворона В.А. Системы контроля и управления доступом / В.А. Ворона, В.А. Тихонов. – М.: Горячая линия – Телеком, 2010.

ОЦЕНКА РАДИОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ ПУНКТА ХРАНЕНИЯ ЯМ И РВ С ПОМОЩЬЮ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО АНАЛИЗА

М.С. Кузнецов, А.А. Красновский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

e-mail: krasnovskiy.tpu@mail.ru

Обеспечение радиационной безопасности на любом радиационном объекте определяется совокупностью контролируемых радиационных параметров, характеризующих уровень опасности их воздействия на персонал, население и окружающую среду при нормальной работе радиационного объекта и при радиационной аварии.

Контроль радиационной обстановки на объектах зависит от категории объекта, от особенностей

технологических производственных процессов, от потенциальной радиационной опасности объекта. В целях обеспечения радиационной безопасности персонала был проведен анализ обстановки в одном из помещений ФТИ ТПУ, обеспечивающем хранения радиоактивных веществ в течение длительного периода при изменяющихся условиях хранения. Предусматривается провести комплекс измерений по определению содержанию альфа, бета, гамма излучающих нуклидов в конструкциях помещения и местах хранения. Все измерения будут проводиться с помощью полупроводникового детектора из особо чистого германия.

По результатам работы написаны рекомендации по защите от ИИ и реконструкции данного помещения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И., Жерин И.И., Каратаев В.В., Силаев М.Е. Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов: учебное пособие. – Томск: Томский Политехнический Университет, 2011. – 356 с.
2. Санитарные правила (СП 2.6.758–99); нормы радиационной безопасности (НРБ–99); утверждены 2 июля 1999 года – М: Центр санитарно – эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России – 1999 г., 116 с.

СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СТРАНАХ МИРОВОГО СООБЩЕСТВА

Ю.В. Ластовец, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: lastovec.yuliya@mail.ru

Развитая энергетика является одной из основ безопасности современного государства, одной из гарантий стабильного развития общества. Внедрение и развитие в странах мирового сообщества ядерной энергетической технологии сопровождалось рядом нештатных происшествий, аварийных ситуаций и аварий.

Следует подчеркнуть, что аварии были лишь одной из причин, по которым ядерная энергетика не развивалась. Среди причин приостановки развития, фигурировала и потенциальная опасность распространения ядерного оружия, ради чего, отдельные страны заявили о намерении развивать ядерные энерготехнологии. Кроме того, распространение делящихся материалов могло нести и опасность роста ядерного терроризма. Немаловажными причинами приостановки темпа развития ядерной энергетике являлись и нерешенность проблем окончательной локализации радиоактивных отходов [1].

Согласно прогнозу МАГАТЭ, суммарная мощность АЭС в мире к 2020 г. возрастет с нынешних 375 до 450 ГВт и в эксплуатации будут находиться свыше 500 ядерных энергоблоков. В общей сложности свыше 50 стран поставили МАГАТЭ в известность о намерении развивать ядерную энергетику.

Таким образом, можно констатировать, что ядерная энергетика вступила в фазу интенсивного развития. И на сегодняшний день ее главным достоинством является реальная долговременная перспектива.

Однако, в настоящее время существуют три основополагающие проблемы, определяющие отношения общества к развитию ядерной энергетике как к потенциально опасной технологии: 1) риск тяжелых аварий; 2) обращение с радиоактивными отходами (в том числе и с отработавшим ядерным топливом); 3) нераспространение делящихся материалов (риск глобального ядерного терроризма) [2].

Из перечисленных проблем в общественном сознании превалирует проблема обращения с радиоактивными отходами (РАО). Решенность не всех аспектов этой проблемы может отрицательно влиять на развитие ядерной энергетике большинства стран мирового сообщества, так как общество пришло к осознанию

того факта, что развитие любой потенциальной опасной технологии может быть принято и одобрено лишь при условии детального разрешения всех проблем, сопутствующих полному циклу данной технологии. Это означает необходимость детальной проработки и надежного решения не только проблем безопасной эксплуатации энергоблоков, но и проблем вывода их из эксплуатации и обращения с РАО (в том числе и окончательное безопасное захоронение РАО).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гагаринский А.Ю. Социальная приемлемость ядерной энергетики и проблемы радиоактивных отходов. – М.: Доклады и выступления на второй ежегодной конференции ядерного общества, 1992. Ч. 1.
2. Скачек М.А. Радиоактивные компоненты АЭС: обращение, переработка, локализация. – М.: Учебное пособие, 2014.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОПРОСОВ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ

Д.С. Леонович, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: dalena94@gmail.com

Нераспространение и сохранность ядерных материалов обеспечивается эффективной системой безопасности (СБ). Выполнение системой задач по обеспечению физической защиты и поддержанию ее на требуемом уровне соответствует необходимому уровню эффективности данной системы. Для выполнения этой задачи проводится оценка эффективности (ОЭ), то есть способность СБ к своевременному и действенному реагированию на несанкционированные действия нарушителей (НСД). ОЭ проводится при проектировании новой или совершенствовании существующей системы, а также в случаях изменения вида угрозы или технологического процесса. Периодическая ОЭ системы физической защиты необходима для поддержания оптимального функционирования системы.

Для ОЭ применяют модель взаимодействия СБ объекта и действий нарушителей на основе некоторых вероятностных функций, зависящих от времени, численности и состава, оснащенности группы. Действия нарушителей определяются моделью нарушителя, составом, сценарием и траекторией продвижения к предмету физической защиты, временем преодоления физических барьеров, нахождения в зоне средств обнаружения, которое зависит от их количества и оптимального расположения и временем движения нарушителей. Данные параметры определяются экспериментально, путем проведения учений и отработки различных сценариев проникновения и действий на охраняемом объекте, а также экспертным путем.

Реагирование СБ на действия нарушителей также определяется временными и численными параметрами сил охраны. Временные данные зависят от места нахождения групп охраны на объекте, установления факта НСД оператором и принятия соответствующего решения. Время реагирования сил охраны не должно быть больше времени, достаточного на преодоление нарушителем. Следует учесть, что реагирование СБ отстает от действий нарушителей на некоторое время, так как эти два события одновременно невозможны. Ответные действия сил реагирования различны в зависимости от сценария действий нарушителей. Для выполнения ОЭ учитывается время прибытия в соответствующую точку. Данное время либо устанавливается нормативно, либо определяется путем проведения соответствующих учений. Также для полной оценки СБ необходимо учесть результат боестолкновения, характеризующийся вероятностью положительного исхода по пресечению НСД, зависящей от количества нарушителей и сил реагирования, их технической оснащенности. В

этом случае параметр оценки эффективности включает в себя значения передачи сигнала от средств обнаружения и геометрических мест размещения технических средств на рубежах охраны.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бондарев П.В. Физическая защита ядерных объектов. – М.:МИФИ, 2008.–584 с.
2. Петров Н. Системы физической защиты//Журнал «БДИ» - 2005. № 3. 60–64 с.

АНАЛИЗ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОСОБЕННОСТЕЙ ОБРАЩЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА АЭС

Ли Чэнь

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: 1499188606@qq.com

Обеспечение ядерной и радиационной безопасности является одной из основных функций, возложенных государством на ядерные объекты. При этом необходимо учитывать национальные особенности организации ядерного топливного цикла. Накладываемые ограничения на обращение ядерных материалов на АЭС формируют требования безопасного применения ядерного топлива на АЭС в Китае. Целью данной работы является рассмотрение вопросов обеспечения безопасного обращения ядерного топлива при эксплуатации ядерной установки на АЭС.

Рассмотрим историю развития ядерной энергетики в Китае. 15 декабря 1991 г. начал работу первый водо-водяной ядерный реактор Китая мощностью 288 МВт на Циньшанской АЭС. По состоянию на декабрь 2015 года Китай имеет 31 действующий промышленный ядерный реактор, размещённых на 14 АЭС, суммарной мощностью 26,6 ГВт. Так же 24 блока находятся в стадии строительства и 32 запланировано. Ставится задача увеличения доли вырабатываемой на АЭС электроэнергии до 16 %. Решение планов развитие атомной отрасли в Китае потребует организации всех этапов обращения ядерного топлива.

В Китае сейчас существуют два предприятия по изготовлению топлива. Предприятие CJNF в городе Yibin обладает первоначальной мощностью 600 т U/год по топливу PWR и 200 т U/год по топливу ВВЭР-1000. Производительность завода CNNFC в Baotou равна 200 т U/год по топливу CANDU-6 и 200 т U/год по топливу AFA 3G PWR [1]. Также в Китае осуществлялось строительство отдельного централизованного мокрого хранилища, способного вместить 500 т облученного топлива. Строительство объекта было завершено в 2003 г. на базе ядерного комплекса в городе Ланчжоу [2]. На всех рассмотренных этапах обращения с ядерным топливом в полном объеме обеспечиваются вопросы ядерной и радиационной безопасности.

Кроме опасности ОЯТ может приносить и несомненную пользу. Оно является вторичным сырьем для получения свежего ядерного топлива, поскольку содержит ^{235}U , изотопы плутония и ^{238}U . Задачи переработки облученного ядерного топлива находятся в Китае в стадии проектирования и создания специализированных предприятий. Возможными методами отделения материала оболочки ТВЭЛов от топливной композиции могут служить механический метод вскрытия с разделением материалов оболочки и сердечника ТВЭЛов и водно-химических метод вскрытия без отделения материалов оболочки от материала сердечника. Применяемые технологии позволят реализовать замкнутый ядерный топливный цикл в Китае.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Китайское ядерное топливо. Ли Гуанхинг. Серия: Атомная техника за рубежом, 2012, № 12, с. 28–31.
2. А. Никитин. Ядерные делящиеся материалы. – Издатель: доклад объединение «Беллона», 2012.

ОСОБЕННОСТИ ИЗМЕРЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА РАЗЛИЧНЫХ ОБРАЗЦОВ УРАНА С ПОМОЩЬЮ КОДА MGAU

М.С. Кузнецов, А.А. Малик

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail:aleksandrmalik@mail.ru

Определение изотопного состава урана на сегодняшний день представляет собой один из неотъемлемых видов измерений как в технологических процессах, так и при контроле продукции на предприятиях по обогащению урана. Особую роль данный процесс играет при международных инспекциях по ядерным гарантиям для подтверждения использования урансодержащего топлива в мирных целях.

Технологически процесс определения изотопного состава урана достаточно сложен, в силу зависимости анализа экспериментальных данных от таких факторов, как точность калибровки измерительной системы, идентичность условий проведения экспериментов. Наличие изменений и несоответствий в вышеперечисленных факторах неизбежно влечёт за собой возникновение значительных погрешностей результатов анализа изотопного состава урана, сопутствующих любому измерительному процессу. Воспроизвести сложные методики расчётов в автоматическом режиме и обеспечить необходимую точность полученных результатов позволяет специализированное программное обеспечение, в данном случае программный код MGAU.

Таким образом, выполнив серию экспериментов с урансодержащими образцами различного обогащения при использовании германиевого детектора и программного кода MGAU, сочетая время и геометрию измерительного процесса, разработаны рекомендации по оптимизации анализа изотопного состава урана.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов / Д. Райли, Н. Энслин, Х. Смит, С. Крайнер. – М.: Бином, 2000. – 720 с.
2. Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов: учебное пособие / В.И. Бойко, И.И. Жерин, В.В. Каратаев, М.Е. Силаев. – Томск: Томский Политехнический Университет, 2011. – 356 с.

УТИЛИЗАЦИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ПУТЕМ ИХ ИММОБИЛИЗАЦИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЯДЕРНОЙ КЕРАМИКИ

Д.С. Исаченко, А.А. Малик, А.А. Рыжков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: malikimperla@mail.ru

Ежегодно для одного блока АЭС нарабатывается 20 тонн твердых радиоактивных отходов (РАО) и 100 тыс. кубометров радиоактивной воды [1]. Помимо этого, радиоактивные вещества нарабатываются и на иных типах производства, которые относятся не к атомной энергетике (угольная промышленность, нефте- и газоперерабатывающие предприятия, обогатительные заводы полезных ископаемых, промышленные отходы, содержащие источники альфа-, бета-, нейтронного, гамма-излучения и т.д.).

Для утилизации РАО используется множество методов, но наиболее перспективным является иммобилизация отходов в специальные матрицы. Существуют различные методы отверждения отходов,

предназначенные для получения термодинамически стойких, способных сохранять длительное время механическую прочность и химическую стойкость материалов. К таким новым формам отходов относятся стеклокерамика, керметы, витромет и различные виды минералоподобной керамики. Идея, заложенная в основу иммобилизации различных радиоактивных отходов в керамику, основана на использовании устойчивых минералов, основная масса которых достаточно хорошо изучена. Разработана концепция многофазной керамической формы, получаемой путем горячего прессования кальцинированных отходов с химическими добавками [2].

Керамические формы при плотности 4 г/см^3 позволяют включать в них до 50-65% отходов по массе, что значительно больше, чем стекло. Относительная кристаллохимическая изменчивость керамических форм отходов позволяет составлять керамики наилучшего состава. Керамики допускают гибкость в отношении композиционных изменений в одном потоке отходов. Гидротермальная и радиационная стойкость отдельных минеральных фаз обеспечивает долговременную стойкость керамической формы отходов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Общероссийская общественная организация Друзья Земли [Электронный ресурс] /– Санкт-Петербург, 2013. – Режим доступа: http://rusecounion.ru/app_bashkir_npp, свободный.
2. Бекман И.Н. Ядерная индустрия / И.Н. Бекман. – Москва 2005. – 8 с.

КОМПЛЕКСНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ТЕРРИТОРИАЛЬНО-РАСПРЕДЕЛЁННОГО ОБЪЕКТА

А.А. Мерзляков, А.В. Годовых

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: Cannavaro74@mail.ru

В современных условиях проблема обеспечения комплексной безопасности территориально-распределённого объекта особо актуальна и остаётся приоритетной. Для достижения безопасности следует осуществлять всесторонний анализ потенциальных угроз, помогающий разработать эффективные средства защиты и минимизировать возможные риски.

При этом территориально-распределённый объект – это объект, который является сложными и многофункциональным, представляют при решении проблемы безопасности как единое целое формирование, объединяемое общей границей либо по признаку административного деления, либо по признаку принадлежности или владения, либо по признаку функционального назначения. В общем случае они включают в себя определённое количество требующих обеспечения безопасности составляющих объектов, как правило, неоднородных по своим характеристикам, назначению, условиям размещения, важности и, следовательно, имеющих свои особенности в части угроз безопасности, их блокирования и нейтрализации. Угрозами для территориально-распределённого объекта будут осуществляться такие явления, имеющие физическую природу, некомпетентность собственного персонала и т.д.

Основа эффективного обеспечения безопасности территориально-распределённого объекта – создание достоверной модели угроз безопасности, содержащей ранжированные по выбранным показателям угрозы безопасности и их источники, а также определяющей возможные последствия от реализации этих угроз.

В общем случае модель угроз безопасности – информационно-аналитическая модель, содержащая совокупность сведений, характеризующих состояние безопасности территориально-распределённого объекта.

Для территориально-распределённого объекта целесообразно создавать базовую модель угроз безопасности и на её основе для конкретных объектов разрабатывать частные модели угроз безопасности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мамонтов Р.И. Комплексные системы безопасности предприятия. – М.: Наука, 2001. – 155с.
2. Шабалина Л.Л. Комплексная безопасность предприятия. – М.: Наука, 2007. – 235с.
3. Брединский А.О. Обеспечение безопасности учебных заведений. – М.: Горячая линия – Телеком, 1998. – 155 с.

ПЕРСПЕКТИВЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ МЕТОДИЧЕСКИХ ПОДХОДОВ К ПРОВЕДЕНИЮ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА С УЧЕТОМ СОВРЕМЕННЫХ ТРЕБОВАНИЙ И УГРОЗ

А.В. Никиенко, Е.А. Власенко

Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»,

Россия, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

На ядерных объектах Российской Федерации создаются и эксплуатируются системы физической защиты (СФЗ). Эффективность таких систем определяется способностью противостоять несанкционированным действиям нарушителей в отношении предметов физической защиты. В Госкорпорации «Росатом» для оценки эффективности используется методика, базирующаяся на вероятностно-временном анализе [1].

Указанная методика имеет множество допущений, влияющих на достоверность результата расчета – показатель эффективности СФЗ. В работе рассмотрены перспективы совершенствования методики и даны предложения на основании практического опыта авторов, в числе которых следующие:

1. При анализе сценариев действий охраны и нарушителей моделировать действия нескольких групп подразделений сил охраны (тревожная группа, резерв караула) и потенциальных нарушителей (основная группа, группа прикрытия). Необходимо учитывать различные тактики действий, изменяющиеся в зависимости от обстановки, а также корректировать вероятности боестолкновений в зависимости от оснащённости той или иной группы вооружением и экипировкой.
2. Учитывать выполнение правила «двух лиц», в том числе при оценке вероятности подачи сигнала тревоги сотрудником, обнаружившим несанкционированные действия напарника-нарушителя в особо важной зоне.
3. Учитывать самозащищённость ядерных материалов при оценке вероятности хищения исходя из данных о мощности эквивалентной дозы излучения предмета физической защиты.
4. При расчете вероятности обнаружения учитывать вероятность нахождения комплекса инженерно-технических средств физической защиты (ИТСФЗ) в работоспособном состоянии в момент совершения несанкционированного действия на основании данных о надёжности элементов комплекса, периодичности и продолжительности регламентных и ремонтных работ, количестве ремонтных бригад, приоритете обслуживания, сроках поставки запасных частей.
5. При расчете вероятности обнаружения учитывать эффективность компенсирующих организационно-технических мер (выставление постов, патрулирование, развертывание временных рубежей средств обнаружения и физических барьеров), принятых на период восстановления работоспособности основных элементов комплекса ИТСФЗ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Методические рекомендации по оценке эффективности систем физической защиты ядерных объектов, утвержденные заместителем генерального директора Госкорпорации «Росатом» по безопасности К.И. Денисовым 06 июля 2015 года – М.: Госкорпорация «Росатом», 2015. – 93 с.

АНАЛИЗ ЗАВИСИМОСТИ МАКСИМАЛЬНОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ДЕТЕКТИРУЮЩЕЙ СИСТЕМЫ ОТ ГЕОМЕТРИИ ИЗМЕРЕНИЙ ЯМ И РВ

Т.Г. Никишкин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: timofei.nikishkin@gmail.com

Для обеспечения ядерной безопасности и нераспространения ядерных материалов наиболее важен количественный анализ радиоактивных элементов, так как он позволяет определить степень обогащения материалов по делящимся изотопам и массу радиоактивных нуклидов.

В области учёта и контроля наиболее широкое применение получили методы гамма-спектрометрии. Гамма-спектрометрия позволяет проводить как качественный, так и количественный анализ ядерных материалов и радиоактивных веществ. Основным параметром, влияющим на количественный анализ при обработке спектра, является калибровка по эффективности.

В работе рассмотрены основные геометрии образцов, используемые при проведении измерений ядерных материалов (ЯМ) и радиоактивных веществ (РВ) методами гамма-спектрометрии.

В данной работе используется программа математической калибровки по эффективности при измерениях лабораторных образцов LabSOCS (Laboratory Sourceless Object Calibration Software). Программа LabSOCS имеет 10 шаблонов, описывающих геометрию измерений. При помощи программы LabSOCS были созданы геометрические модели образцов наиболее часто применяемых для гамма-измерений. В частности, были рассмотрены такие геометрические модели как точечный источник, сосуд дента и сосуд маринелли.

Были рассчитаны эффективности регистрации выбранных геометрий по созданным геометрическим моделям. Проведены спектрометрические измерения образцов ЯМ и РВ выбранных геометрий при использовании полупроводникового детектора из особо чистого германия. Гамма-измерения образцов проводились при изменении геометрии источник-детектор и неизменном времени набора спектра.

По результатам проведённых исследований были выявлены зависимости максимальной эффективности регистрации образцов от расстояния источник-детектор, их плотности и объёма. По полученным зависимостям было оценено влияние эффективностей регистрации ЯМ и РВ различных геометрий для определения наиболее оптимальной геометрии при проведении лабораторных, полевых и экспрессных гамма-измерений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И., Силаев М.Е. Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов / В.И. Бойко, М.Е. Силаев, И.И. Жерин, В.Д. Каратаев, Ю.В. Недбайло. – М.: МНТЦ, 2011. – 356 с.
2. Колпаков Г.Н. Ядерно-физические методы исследования вещества: учебное пособие / Г.Н. Колпаков, Ю.А. Соловьёв; Томский политехнический университет. – Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2012. – 119 с.

СЛОЖНОСТЬ ИДЕНТИФИКАЦИИ ЭКСПОРТИРУЕМЫХ ТОВАРОВ И УСЛУГ

К.Г. Овчинникова, Д.С. Исаченко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: isachenko@tpu.ru

Осуществление экспортного контроля предусматривает применение разнообразных способов правового регулирования внешнеэкономической деятельности.

Идентификация контролируемых товаров и технологий представляет собой один из методов такого регулирования и заключается в установлении соответствия конкретных сырья, материалов, оборудования, научно-технической информации, работ, услуг, результатов интеллектуальной деятельности, являющихся объектами внешнеэкономических операций, товарам и технологиям, включенным в списки контролируемых товаров и технологий.

Идентификационная экспертиза достаточно сложный процесс, результат которого не всегда может быть интерпретирован однозначно. Данное обстоятельство позволяет утверждать, что специалисты, осуществляющие проведение идентификации, должны обладать достаточными знаниями в различных сферах науки и техники.

Идентификация материалов, а также совершение всех необходимых действий, связанных с получением лицензий на осуществление внешнеэкономических операций с контролируемыми товарами и технологиями или разрешений на их вывоз из Российской Федерации без лицензий, является обязанностью исполнителя.

Перед этим исполнитель самостоятельно определяет, является ли та или иная продукция контролируемой. При этом установлена ответственность за правильность результатов идентификации. Если при проведении идентификации допущена ошибка, то по данному факту за нарушение законодательства в области экспортного контроля могут быть применены соответствующие санкции к исполнителю. В целях снижения рисков неправильной идентификации ее проведение может быть поручено исполнителю на договорной основе сторонней организации, имеющей специальное разрешение, которое дает право на осуществление деятельности по проведению независимой идентификационной экспертизы контролируемых товаров и технологий.

В данном случае эта независимая экспертная организация несет ответственность за правильность и обоснованность результатов идентификации.

Таким образом, действующим законодательством предусмотрено два способа проведения идентификации: исполнитель вправе самостоятельно или путем заключения договора на проведение работ с независимой экспертной организацией.

ОБЪЕКТЫ ЭКСПОРТНОГО КОНТРОЛЯ В ВЫСШИХ УЧЕБНЫХ ЗАВЕДЕНИЯХ

К.Г. Овчинникова, Д.С. Исаченко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail:isachenko@tpu.ru

Базовым документом, регулирующим международные правоотношения в сфере образования, является Федеральный закон «Об экспортном контроле», который устанавливает принципы осуществления государственной политики, правовые основы деятельности органов государственной власти РФ в области экспортного контроля, а также определяет права, обязанности и ответственность участников внешнеэкономической деятельности [1].

Объектами экспортного контроля применительно к вузам и научным организациям являются услуги в сфере образования:

- научно-техническая информация;

- результаты интеллектуальной деятельности (окончательные и промежуточные результаты научно-исследовательских, опытно- конструкторских и технологических работ);
- технологии, продукция, планируемая к передаче иностранным участникам внешнеэкономической деятельности;
- выполнение работ по заказу иностранных заказчиков или проводимых совместно с зарубежными специалистами, либо при их участии;
- материалы, предназначенные для оглашения на международных конференциях, семинарах;
- оказание образовательных услуг иностранным гражданам, реализация образовательных программ высшего, послевузовского профессионального образования в рамках обучения, по которым имеется возможность передачи информации, подпадающей под действие законодательства в области экспортного контроля.

Экспертиза перечисленных выше объектов осложняется зачастую тем, что научно-техническая информация, технологии, доклады, тезисы, научные статьи, лекционный и практический материал достаточно сложно идентифицировать и сопоставить с контрольными списками. При определении принадлежности материалов к объектам экспортного контроля следует более тщательней проводить идентификацию и определять чувствительность проверяемых материалов по отношению к контрольным спискам.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федеральный закон № 183-ФЗ от 18.07.1999 г. «Об экспортном контроле».

ОТСУТСТВИЕ ВОЗМОЖНОСТИ КОНТРОЛЯ ПРЕДОСТАВЛЯЕМОЙ ИНФОРМАЦИИ ПОПАДАЮЩЕЙ ПОД ЭКСПОРТНЫЙ КОНТРОЛЬ

К.Г. Овчинникова, Д.С. Исаченко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail:isachenko@tpu.ru

Несанкционированное разглашение российскими учеными научно-технической информации, обладающей признаками контролируемых технологий, несет за собой угрозу безопасности Российской Федерации. Под угрозами конфиденциальной информации принято понимать потенциальные или реально возможные действия по отношению к информационным ресурсам, приводящие к неправомерному овладению охраняемыми сведениями. Противоправные действия с информацией приводят к нарушению ее конфиденциальности, полноты, достоверности и доступности, что в свою очередь приводит к нарушению, как режима управления, так и его качества в условиях ложной или неполной информации.

При проведении идентификационной экспертизы образовательных программ и научно-технической информации, формируемой в высших учебных заведениях или научно-исследовательских организациях, эксперт, как правило работает, непосредственно с представленным материалом. Угроза распространения возникает на этапе проведения занятий или представлении докладов на конференциях и симпозиумах. Информация, передаваемая аудитории, является неконтролируемой и неосязаемой. Так, в ходе лекции или доклада и ответов на возникающие вопросы, автор может предоставить аудитории гораздо больше информации, чем он готовил для проведения экспертизы, в которой могут находиться объекты, попадающие под действие экспортного контроля. Для снижения рисков передачи чувствительной информации может быть

предоставление эксперту расширенных версий доклада, лекций или других материалов, что позволит более точно определить принадлежность объекта экспертизы к контролируемым спискам. Наряду с этим, в случае установления факта попадания информации под экспортный контроль, невозможно установить конечного пользователя, поскольку в случае передачи информации, ее обладателями становится вся аудитория, а не конечная организация, которая в последствии будет нести ответственность за ее применение. Выходом из такой ситуации может служить ограничение на предоставляемый объем информации и консультирование сотрудников в части представления информации. Для этого в образовательных организациях и научно-исследовательских институтах необходимо создание отдела экспортного контроля со штатом экспертов по разным областям знаний для осуществления непрерывного контроля информации, которая попадает под действие списков экспортного контроля.

АНАЛИЗ ПОСТУПЛЕНИЙ РАДИОНУКЛИДОВ Am и Pu ЧЕРЕЗ ПОВРЕЖДЕННЫЕ КОЖНЫЕ ПОКРОВЫ ПЕРСОНАЛА АО «СХК». СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ

А.В. Овчинников, К.М. Измestьев.

АО «Сибирский химический комбинат»,

г. Северск, ул. Курчатова, 1

E-mail:alviov@yandex.ru

Технологический процесс на предприятиях ядерно-оружейного комплекса и ядерно-топливного цикла Госкорпорации «Росатом» включает в себя проведение работ с такими радионуклидами, как плутоний и америций. Работы с указанными нуклидами сопровождаются риском их проникновения в организм работников различными путями. Наиболее опасным путем поступления радионуклидов в организм человека является проникновение через поврежденные кожные покровы [1,2].

Наблюдение за динамикой выведения, распространения и отложения радионуклидов в органах и тканях человека при их поступлении через поврежденные кожные покровы позволяет улучшить понимание основных закономерностей этих процессов. Такие закономерности могут быть использованы при:

- планировании системы контроля [3] за поступлениями, которые не были зафиксированы непосредственно в момент поступления;
- определении критических органов, которые депонируют исследуемые радионуклиды;
- проведении оценки дозовых нагрузок;
- разработке программы медицинского лечения для каждого отдельного случая.

В работе приведено описание 9 случаев поступления радионуклидов плутония и америция в организм работников химико-металлургического завода АО «СХК» через поврежденные кожные покровы.

Показано, что случаи, фиксируемые спустя некоторые промежутки времени после реального поступления, происходят часто и требуют проведения особого контроля на предмет наличия «раневых» поступлений. Описан опыт АО «СХК» в части обнаружения поступлений радионуклидов Am и Pu через поврежденные кожные покровы. В частности, предложено проведение измерений в области лимфатических узлов с целью обнаружения ранее не выявленных случаев поступления плутония и америция в организм работников плутониевых производств через поврежденные кожные покровы. Внесены изменения в организационно-распорядительную документацию АО «СХК».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ильин Л.А., Иванников А.Т. Радиоактивные вещества и раны. Метаболизм и декорпорация. – М.: Атомиздат, 1979, с.256.
2. Маслюк А.И., Богданов И.М., Симоненко П.Д. Особенности формирования доз внутреннего облучения персонала плутониевого производства Сибирского химического комбината. Бюллетень Сибирской медицины, 2, 2005;
3. Овчинников А.В., Измestьев К.М., Кривошеин Д.Д., Полуэктов С.Ю. Организация системы контроля внутреннего облучения персонала в условиях нестандартных поступлений радионуклидов. Сборник тезисов докладов молодежной научно-практической конференции «Молодёжь ЯТЦ: производство, наука, безопасность-2015». – М.: Издательство «Перо», 2015. – 170 с.;
4. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. СанПин 2.6.1.2523 – 09;

РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА

М. С. Парепко, А.В. Годовых

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

634050, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: m sparepko@gmail.com

Одним из направлений деятельности в области использования атомной энергии является физическая защита (ФЗ) ядерных установок, ядерных материалов и пунктов хранения ядерных материалов. Для обеспечения ФЗ на ядерных объектах (ЯО) реализуется система физической защиты (СФЗ). Функционирование эффективной СФЗ, способной выполнять поставленные задачи и противостоять выделенным угрозам и моделям нарушителя, зависит не только от ее технической организации и реализации, но и от процесса управления этой системой. За управление системой отвечает специалист – оператора СФЗ. Подготовленность оператора, отлаженность его действий и умение управлять комплексом инженерно-технических средств ФЗ будет напрямую влиять на эффективность системы в целом [1]. С учетом влияния подготовленности оператора на эффективную работу всей системы, возникает необходимость создания комплексных аналитических тренажеров для подготовки данных специалистов.

Возможности современной техники и технологий позволяют использовать инструменты моделирования для имитации процессов, объектов и их взаимосвязей, давая возможность рассмотрения, изучения, модернизирования или изменения объектов моделирования с сохранением свойств и особенностей, присущих тем или иным объектам и процессам в физическом мире [2]. Эта особенность позволяет использовать процесс моделирования для создания модели системы безопасности (СБ), в частности СФЗ на ЯО. Созданная с помощью инструментов моделирования СБ будет отвечать требованиям, предъявляемым к реальной СБ. Каждый элемент моделируемой системы будет отвечать свойствам его реального аналога. Созданная модель и ее составные элементы будут доступны для изучения и управления, налаживания взаимосвязей и их прослеживания. Соответствие виртуальной и реальной модели СБ позволит на основе модели СФЗ разработать аналитический комплекс для подготовки оператора, который будет изучать и управлять системой при помощи специализированного АРМ комплекса. Обучение на данном АРМ даст возможность решения выделенных и комплексных задач, целевую подготовку оператора в рамках широкого спектра деятельности СБ ЯО [3]. Целью работы является выделение особенностей подготовки оператора с использованием моделируемой СФЗ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Вербицкий А. А. Проблемы проектно-контекстной подготовки специалист // Высшее образование сегодня. – 2015. – N 4. – С. 28.

2. Столובהва И. Д. Метод проектов в организации графической подготовки // Высшее образование в России. – 2015. – N 8-9. – С. 22-29.
3. Парепко М. С., Годовых А. В. Разработка аналитического комплекса для подготовки персонала систем физической защиты // V Международная школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов. – Томск, 2014. – С. 50.

ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ БЕЗКОНТАКТНОЙ ИДЕНТИФИКАЦИИ НА ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТАХ

А.В.Паульс, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: anna_02_25_94@mail.ru

Специальное обращение ядерных материалов требует выполнение процедур по учету и контролю, физической защиты. Установление санкционированного доступа в охраняемые зоны и контроль ядерных материалов делает необходимым применения современных методов идентификации. В данной работе рассматривается технологии радиочастотной идентификации (RFID), а также способы их реализации. Данный метод предусматривает хранение и считывание данных посредством радиосигналов на основе применения радиометок. Эта технология позволяет автоматически и удаленно собирать сведения об объектах. Например, объектами могут служить контейнеры с ядерным материалом, а также определение их местонахождения и перемещений. Технология позволяет вести повременный учет событий и получать информацию о совершении операций с объектами контроля без вмешательства человека и с минимальным числом ошибок. Рассмотрены возможности внедрения RFID технологии для отслеживания перевозки и перемещения опасных грузов, идентификации персонала и ядерного материала на ядерных объектах.

Существует несколько показателей классификации RFID-меток и систем, такие как показатели по рабочей частоте, источнику питания, типу памяти и исполнению. По типу источника питания RFID-метки делятся на пассивные, полупассивные и активные.

Пассивные RFID-метки не имеют встроенного источника энергии. Электрический ток, индуцированный в антенне электромагнитным сигналом от считывателя, обеспечивает достаточную мощность для функционирования кремниевого CMOS-чипа, размещённого в метке, и передачи ответного сигнала.

Полупассивные RFID-метки, также называемые полуактивными, очень похожи на пассивные метки, но оснащены батареей, которая обеспечивает чип энергопитанием. При этом дальность действия этих меток зависит только от чувствительности приёмника считывателя, и они могут функционировать на большем расстоянии и с лучшими характеристиками.

Активные RFID-метки обладают собственным источником питания и не зависят от энергии считывателя, вследствие чего они читаются на дальнем расстоянии, имеют большие размеры и могут быть оснащены дополнительной электроникой. Данные RFID-метки имеют больший объем памяти, чем у пассивных меток и, и способны хранить больший объем информации.

Для широкого применения рассматриваемой технологии следует особо учитывать вопросы радиационной стойкости устройств и самих меток. Решение данных задач позволит расширить области применения радиочастотных технологий на ядерных предприятиях.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ворона В. А. Система контроля и управления доступом. – М.: Горячая линия – Телеком, 2010. – 13 с.

АНАЛИЗ ЯТЦ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Е.Е. Пермикина, А.В. Годовых

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: EEK11@tpu.ru

Роль ядерной энергетики (ЯЭ), которая на сегодняшний день является единственным новым источником энергии, освоенным в промышленном масштабе, будет постоянно возрастать.

А способность ответить на глобальные вызовы, такие как непредсказуемость рынка органического сырья (прежде всего нефти) и мировой финансовый кризис только повышают актуальность развития ЯЭ.

Относительно короткий период развития отрасли заложил фундамент для строительства и эксплуатации ядерных энергетических установок различного назначения и для создания ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Вместе с тем, за этот период ЯЭ создала научно-техническую базу и впечатляющую инфраструктуру.

Однако, в отличие от многих других научных областей, свободный обмен и неконтролируемое использование ядерных знаний строго регламентируются в силу важности обеспечения международной безопасности и нераспространения ядерного оружия. Нераспространение ядерных технологий требует соблюдения определённого режима контроля и даже секретности. Доступ к ним имеет лицо, имеющее четко определенный правовой статус, а также наделенное правовыми полномочиями, позволяющими обработку данных. Поэтому в процессе изучения и анализа ЯТЦ приходится сталкиваться с проблемой ограниченного доступа к информации.

В данной работе были рассмотрены этапы ЯТЦ с точки зрения различных процессов. Более детально проанализирована зависимость организации циркуляции потоков ядерных материалов от особенностей отдельно взятого этапа ЯТЦ, а также сформированы критерии классификации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Технические аспекты ядерного нераспространения: Учебное пособие /Э.Ф. Крючков, Н.И. Гераскин, В.Б. Глебов, В.М. Муругов, А.Н. Шмелев. М.: НИЯУ МИФИ, 2010. – 224 с.
2. World Nuclear Association [<http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Conversion-Enrichment-and-Fabrication/Uranium-Enrichment/>]. – Режим доступа: <http://www.world-nuclear.org>. – Uranium Enrichment. – (Дата обращения: 25.04.2016).
3. Ядерные технологии: история, состояние, перспективы: Учебное пособие. / А.А. Андрианов, А.И. Воропаев, Ю.А. Коровин, В.М. Муругов – М: НИЯУ МИФИ, 2012. – 180 с.

ВНЕДРЕНИЕ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ЗНАНИЯМИ В СТРУКТУРУ УНИВЕРСИТЕТОВ

М.В. Перминова, Д.Г. Демянюк

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: masha199303@gmail.com

На сегодняшний день, одной из наиболее важных проблем атомной промышленности является сохранение ядерных знаний. Международное Агентство Атомной Энергии дает следующее определение ядерным знаниям: это знания, имеющие отношение к деятельности в области ядерной энергетики и их

специфика. Поэтому стороны, заинтересованные в ядерных знаниях, такие как правительство, международные организации и промышленность начали развитие концепции управления ядерными знаниями.

Также одной из заинтересованных сторон являются высшие учебные заведения. Управление ядерными знаниями в университетах так же важно, как и на предприятиях. МАГАТЭ уже ведет активную деятельность в развитии управления ядерными знаниями для R&D project managers and other workers from nuclear R&D organization. (Это я брала из англ текста). Данный вид деятельности отражен в публикации МАГАТЭ “Knowledge Management for Nuclear Research and Development Organizations”. В нем подчеркиваются такие аспекты как передача и сохранение знаний, обмен информацией, создание и поддержка сотрудничества, а также подготовка специалистов следующего поколения. Академические институты имеют значительные возможности для применения практики управления знаниями для поддержки деятельности в подготовке высококвалифицированных специалистов.

Развитие управления ядерными знаниями в университетах дает возможность обеспечения быстрого доступа к учебным материалам и педагогическому опыту, также возможность в развитии ядерных навыков, устранения пробелов в процессе обучения.

Успешное применение данной концепции может привести к большому прогрессу в ядерной энергетике. Данная концепция практически была применена в проекте Кантич, Канада. Кантич это хранилище знаний, которое обеспечивает высокий уровень технической документации, относящейся к ядерно-энергетической системе CANDU. Эта статья описывает проект, основанный на принципах, методах и структуре проекта Кантич. В ближайшее время планируется разработка программного обеспечения (IT technology) управления ядерными знаниями в Томском политехническом университете.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. International Atomic Energy Agency; Knowledge Management for Nuclear Research and Development Organizations; 2006-140 с.
2. Hauke Heier, Hans P. Borgman, Andreas Manuth; Siemens: Expanding the Knowledge Management System ShareNet to Research & Development; Idea group Publishing, USA, 2005-56 с.
3. Mikael Ericsson, Sebastian Reismer; Knowledge Management in Construction: an approach for best practice diffusion in Skanska Sweden AB; Chalmers reproservice, Göteborg, Sweden 2011-22с.

ПРИМЕНЕНИЕ ТЕПЛОВИЗИОННОЙ КАМЕРЫ В СИСТЕМЕ ВИДЕОНАБЛЮДЕНИЯ ДЛЯ ИДЕНТИФИКАЦИИ НАРУШИТЕЛЯ

М.В Понер, Б. П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail:.mvpJKL@gmail.com

На ядерном объекте существует необходимость в улучшении системы физической защиты. Средства видеонаблюдения являются неотъемлемой частью любой системы безопасности для контроля к охраняемым зонам ядерного объекта.

Важным значением, относящимся к системе физической защиты, является понятие эффективности обнаружения нарушителя. В частности эффективность системы безопасности можно охарактеризовать, как способность системы обнаруживать и способствовать невозможности несанкционированных действий нарушителя в рамках проектной угрозы.[1] Для повышения эффективности обнаружения нарушителя в системах видеонаблюдения возможно применением тепловизионной камеры.

В работе рассматриваются способы обнаружения нарушителя путём применения цифровых тепловизионных камер. Чувствительность современных тепловизионных камер очень высокая. В библиотеке цветов характеризующих тепловое излучение содержится 16 тысяч оттенков. Это позволяет увеличить дальность обнаружения нарушителя, а также способность слежения за его передвижением без изменения положения камеры.

Кадр обрабатывается специальным программным оборудованием, которое преобразует 14-битную систему в 8-битную. Происходит разбиение изображения на квадратные области, каждая из которых обрабатывается отдельно от других и потом изображение как бы склеивается из отдельных квадратных областей.

Таким образом, такая система видеонаблюдения может обеспечить обнаружение очень хорошо подготовленного нарушителя даже в сложных условиях осуществления видеонаблюдения. Тепловизионная камера здесь играет роль обнаружителя нарушителя, а также его передвижение. При этом камеры с высоким расширением будут производить идентификацию нарушителя. За функции управления и анализа кадров камер, а также за подачи сигнала тревоги на пульт оператора отвечает в работе программный комплекс «Интеллект»

С помощью разработанной и реализованной системы видеоконтроля, появляется возможность обнаружения и идентификации подготовленного нарушителя ещё до момента его преодоления рубежей физической защиты объекта.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Герман Кругль Профессиональное видеонаблюдение. Практика и технологии аналогового и цифрового CCTV. Секьюрити Фокус. 2013. С 143

ПОЛУЧЕНИЕ СИНЕРГЕТИЧЕСКОГО ЭФФЕКТА ПУТЕМ УНИФИКАЦИИ ТЕХНИЧЕСКИХ СИСТЕМ

П.А. Пушенко, Д.А. Седнев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: pushenkopolina@mail.ru

В 2008 году на Саммите большой восьмерки в Титосэ, Япония, была признана важность ядерной безопасности, физической защиты и гарантий (3S) по отношению к мирному использованию ядерной энергии.[1] Члены большой восьмерки подтвердили общую заинтересованность постоянно улучшать 3S, чтобы обеспечивать прочную основу для международного доверия в области устойчивого использования атомной энергии. За два месяца до саммита, Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) также отметило, что "ядерная безопасность, физическая защита, и гарантии дополняют друг друга, и все компоненты 3S имеют важное значение для будущего роста применения ядерных технологий".

Для увеличения уровня безопасности АЭС была предложена идея внедрения концепции синергии 3S, которая строится на принципе компенсации действия системы при отказе или уменьшении действия другой.

Иными словами, идея заключается в повышении эффективности взаимодействия между рассматриваемыми элементами, которые имеют относительно большое количество точек соприкосновения, но в то же время обладают своими особенностями.

Также были предложены и рассмотрены идеи объединения двух компонентов: ядерная безопасность – физическая защита; ядерная безопасность – гарантии и гарантии – физическая защита. В работе рассмотрено объединение ядерной безопасности и гарантий нераспространения ядерных материалов.

Объединение в области ядерной безопасности и гарантий имеет упоминаний и обсуждений на различных саммитах, а также играет важную роль для обеспечения безопасного функционирования АЭС. Это связано с тем, что эти области являются самостоятельными и внедрение синергии необходимо уже на стадии проектирования. Данное направление также было рассмотрено на Саммите по ядерной безопасности в 2012 году. Единственной областью пересечения, упоминаемой в литературе, является учет и контроль ЯМ.

В работе рассмотрены основные компоненты синергии, проведен анализ оборудования, осуществлен поиск идентичного оборудования и описаны возможности достижения синергетического эффекта за счёт унификации технических систем.

*Выполнено при финансовой поддержке Государственного задания «Наука» в рамках научного проекта № 1524, тема 0.1325.2014

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Safety, safeguards and security in Indian Civil nuclear facilities; Nuclear Security Science and Policy Institute, AnkushBatra and Paul Nelson, India, April 5, 2012

МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАЛЫХ КОЛИЧЕСТВ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ В ИССЛЕДУЕМЫХ ПРОБАХ

К.Е. Ревенко, М.С. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: ker1@tpu.ru, r_xenon93@mail.ru

Из-за потенциальной угрозы ядерного терроризма ученые сейчас сосредоточились на разработке все более сложных методов контроля над ядерной технологией. За прошедшие несколько лет возрастающее внимание было обращено на контроль над ядерными материалами, дополняющий традиционные гарантии МАГАТЭ. Этот новый контроль основан на обнаружении и измерении следов изотопов урана, плутония, тория, продуктов деления и т.п.

В данной работе рассматривались методики, позволяющие обнаруживать исключительно низкие уровни ядерного материала и выполнение которых возможно осуществить на базе ВУЗа. Изучались методики подготовки образцов и специальные лабораторные условия, чтобы препятствовать возможному загрязнению. К рассмотренным методикам анализа относятся следующие:

1) Радиометрия. Метод применяется для обнаружения урана и плутония в образцах на основе измерений альфа- и гамма-спектров, возникающих при естественном распаде радиоактивных элементов. Энергии индивидуальных гамма-лучей и интенсивности для отдельных ядерных материалов хорошо определены и используются при идентификации этих материалов. При объединении с измерениями интенсивностей излучения они могут предоставить информацию о количестве материала.

2) Рентгеновский флуоресцентный анализ. Метод основан на том, что рентгеновские лучи, испускаемые ионизированным атомом, обладают энергиями, которые являются характерной особенностью

элемента. Интенсивность рентгеновского излучения пропорциональна как концентрации элемента, так и мощности ионизирующего источника.

3) Сканирующая электронная микроскопия. Метод позволяет найти и отделить интересующую микрочастицу от пробы. Используется микрофокусированный электронный луч, который стимулирует рентгеновское излучения атомов пробы, дающее карту размещения элементов на поверхности образца или элементарный состав пятен на поверхности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пиксайкин В.М., Пшакин Г.М., Рощенко В.А. Обзор методов и приборов для определения незаявленных ядерных материалов и деятельности // Наука и всеобщая безопасность. – 2006. – Т. 14. – N 1. – С. 49-72.
2. Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов: учебное пособие / Под ред. В.И. Бойко, М.Е. Силаева. – М.: Изд-во МНТЦ, 2011. – 356 с.
3. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов: науч. издание / пер. с англ. / Д. Райлли, Н. Энсслин, Х. Смит и др. – М.: Бином, 2000. – 720 с.
4. Физические методы анализа следов элементов / пер. с англ под ред. И.П. Алимарина. – М.: Мир, 1967. – 307 с.

ПРИРЕАКТОРНЫЕ ХРАНИЛИЩА ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В КОНТЕКСТЕ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУГР ФГУП «ГХК»

С.Н. Саванюк, М.В. Антоненко, В.И. Бойко

ФГУП «Горно-химический комбинат», Россия, Красноярский край,

г. Железногорск, ул. Ленина 53, 662972

E-mail: avleonov@mcc.krasnoyarsk.su

Проведение работ по выводу из эксплуатации (ВЭ) промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) ФГУП «ГХК» предполагает выработку решений по обращению с твердыми радиоактивными отходами (ТРО) и могильниками (долговременными хранилищами), расположенными на территории реакторного завода. На Реакторном заводе расположено четыре долговременных хранилища ТРО. Все хранилища представляют собой железобетонные ёмкости, местами имеющие стальную облицовку. ТРО в основном представлены технологическими каналами, графитовыми втулками, деталями технологического тракта, технологическим инструментом. Долговременные хранилища ТРО законсервированы, размещение отходов в хранилищах ТРО не производится. Обращение с твёрдыми радиоактивными отходами, образующимися в результате деятельности Реакторного завода, осуществляется согласно соответствующим инструкциям. Ввиду необходимости проведения работ по выводу из эксплуатации ПУГР ФГУП «ГХК», дальнейшее обращение с долговременными хранилищами ТРО возможно по следующим трём вариантам: ликвидация, захоронение, переработка ТРО.

Ввиду специфики расположения долговременных хранилищ в горном массиве, дальнейшее обращение с долговременными хранилищами может развиваться на примере концепции ВЭ реакторов АД и АДЭ-1 – путём радиационно-безопасного захоронения на месте. Однако для этого требуется механизм безусловного отнесения РАО к категории особых. В случае отнесения ТРО к особым РАО, долговременные хранилища будут отнесены к пунктам размещения особых РАО, которые в свою очередь, при укреплении существующих и создании новых барьеров безопасности, будут переведены в пункты консервации особых РАО и (или) пункты захоронения РАО [1].

Дополнительный барьер безопасности может быть создан путём заполнения пространства между фрагментами ТРО высокопроницающими гидроизоляционными материалами. Для обеспечения радиационной безопасности захоронения, данные материалы должны обладать рядом свойств: низкой водопроницаемостью, хорошей сорбционной способностью, прочностными характеристиками, а также сочетаемостью с конструкционными материалами по коэффициентам термического расширения. Одним из таких материалов может быть гидроизоляционный бетон. Технология применения бетонной смеси для иммобилизации РАО получила широкое распространение в мире благодаря тому, что, являясь довольно простой и эффективной, она также позволяет удовлетворить всем регламентированным требованиям без высоких финансовых затрат.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1.ФЗ № 190 от 11.06.2011 «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты РФ»;
- 2.ИН 11-07.068-2015 «Инструкция предприятия Обращение с ТРО на РЗ».

ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯМ НА АЭС С РЕАКТОРОМ БН

Р.С. Смирнов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: Rstomskk@mail.ru

В настоящее время одной из наиболее актуальных проблем ядерной и радиационной безопасности населения является предотвращение распространения радиоактивных веществ и отходов, особенно в крупных городах и промышленных центрах. В первую очередь это связано с таким понятием, как «ядерный терроризм», который во многих случаях превосходит другие вызовы и угрозы международной безопасности по масштабности, оперативности и по потенциалам.

Поэтому обеспечение необходимого уровня безопасности ядерных объектов является ключевой задачей при их эксплуатации. Это достигается путем организации на ядерном объекте физической защиты, а также учета и контроля ядерных материалов, что обеспечивает предотвращение на нем разного рода угроз, хищений ядерных материалов [2].

Чтобы разобраться чем определяются процедуры учета и контроля на ядерном объекте были рассмотрены процедуры учета и контроля ЯТ на атомной станции с реактором БН-600. Также были составлены алгоритмы этапов обращения с ЯМ, РВ и РАО [1].

В результате были выделены особенности УиК ЯТ, используемого на данном ядерном объекте, которые предполагают изменения проведения процедур учета ЯМ. А составленные алгоритмы этапов обращения позволят совершенствовать систему учета на разных этапах обращения, которая в последующем будет обеспечивать безопасность и нераспространение на более высоком уровне [3]

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Постановление Правительства РФ от 19.07.2007 N 456 (ред. от 14.03.2014) «Об утверждении Правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов».
2. Федеральные нормы и правила от 27.12.2007 НП-083-07 «Требования к системам физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов».
3. С.В. Беденко, И.В. Шаманин. «Основы учета и контроля делящихся материалов в производстве». Т.: Томский политехнический университет, 2011 г.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ОБНАРУЖЕНИЯ ЯМ И РВ МЕТОДАМИ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО АНАЛИЗА В ЦЕЛЯХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ КРУПНЫХ ОБЩЕСТВЕННЫХ МЕРОПРИЯТИЙ

А.С. Степанова, М.С. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: stepanova_n93@mail.ru

Для предотвращения преступных или террористических актов с использованием ядерных и радиоактивных материалов при проведении крупных общественных мероприятий, необходимо использовать устройства обнаружения ионизирующего излучения с целью обнаружения и изъятия материала, прежде чем произойдет террористический акт. В связи с этим все более важное значение приобретает проблема надежного радиационного контроля, охватывающая широкий спектр задач, часть из которых решается с помощью специальных технических средств, интегрируемых в состав систем контроля и управления доступом и осуществляющих непрерывный радиационный мониторинг на пешеходных контрольно-пропускных пунктах.

Ядерные или другие радиоактивные материалы обладают различными видами ионизирующего излучения (альфа, бета, гамма, нейтронное). Излучение зависит от количества и конфигурации материала и конкретных радионуклидов. Поскольку гамма- и нейтронное излучения обладают большей проникающей способностью по сравнению с другими видами излучения, для обнаружения и определения состава ядерных или других радиоактивных материалов лучше всего использовать устройства обнаружения гамма- и нейтронного излучения.

В работе дано описание необходимых организационных мероприятий и рассмотрены вопросы обеспечения физической ядерной безопасности при проведении крупных общественных мероприятий путем обнаружения ядерных и радиоактивных материалов. На основе регистрации гамма и нейтронного излучения был выявлен минимальный порог обнаружения ЯМ и РВ. Проведен анализ возможности обнаружения ЯМ и РВ при различной толщине экранирования различными материалами.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Системы и меры физической ядерной безопасности при проведении крупных общественных мероприятий МАГАТЭ, Вена, 2014.
2. Васнецов, П.Г. Обнаружение основных видов ионизирующих излучений испускаемых ядерными и радиоактивными материалами: учебное пособие / Васнецов П.Г., Сергеев К.М. – Долгопрудный: Интеллект, 2009. – 180 с.: ил. – Библиогр.: с. 368-377.

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ ХАРАКТЕРИСТИК В СИСТЕМЕ ХРАНЕНИЯ ОЯТ

П.В. Таракаенко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: pvt1@tpu.ru

Примерно половина электроэнергии, вырабатываемой на атомных электростанциях России, приходится на долю реакторов РБМК. Несмотря на масштабные планы развития ядерной энергетики на базе реакторов ВВЭР, реакторы РБМК будут играть важную роль еще в течение десятков лет. Повышение безопасности и эффективности их эксплуатации было и остается насущной необходимостью.

Перспективным направлением дальнейшего совершенствования загрузки реакторов РБМК является повышение обогащения урана [1]. Для компенсации роста неравномерности энерговыделения повышается также содержание эрбия в топливе. При повышении обогащения до 3 % в РБМК-1000, дополнительный экономический эффект сравним с эффектом перехода со штатного на уран- эрбиевое топливо с принятым сейчас обогащением до 2,8 %.

Актуальным возникает вопрос обеспечения безопасного хранения данного перспективного ядерного топлива.

Цель настоящей работы – определение радиационной безопасности при хранении в ТУК-109 отработавшего ядерного топлива с глубиной выгорания до 35 ГВт·сут/(тU), а также получение информации о составе и характеристиках наведенной и накопленной в ТУК радиоактивности за период эксплуатации.

Для достижения вышеуказанной цели были рассчитаны:

- спектры (α, n)-реакции, спонтанного деления, фотонного излучения, как функция времени ОЯТ РБМК-1000 с начальным обогащением 3%;
- спектральные и интегральные характеристики полей нейтронного излучения по зонам, формирующегося в рабочем объеме контейнера при загрузке в него данного ОЯТ;
- спектральные и дифференциальные характеристики источников фотонного излучения в элементах конструкции контейнера через 2 и 10 лет после снятия его с эксплуатации.

Результаты выполненных расчетов указывают на радиационную безопасность хранения ОЯТ РБМК-1000 с начальным обогащением 3% в контейнере ТУК-109. Нет необходимости в модернизации или разработке нового контейнера для данного перспективного ядерного топлива.

Полученная информация о наведенной активности однозначно позволяет решать вопрос о продолжении эксплуатации ТУК в штатном режиме, разработке технического и технологического регламента по выводу ТУК из эксплуатации, включая демонтаж и захоронение отдельных узлов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Эрбий для РБМК [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.tvel.ru/wps/wcm/connect/tvel/tvelsite/presscentre/news/8bd8d8004701b99787efe76af92c127f>. – 27.05.2011

ОБЕСПЕЧЕНИЕ ТЕХНИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕНАЛОВ С ОЯТ МЕТОДОМ УЛЬТРАЗВУКОВОГО КОНТРОЛЯ

Т.С. Твердохлебова, А.М. Лидер, Я.А. Салчак

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aramat_tts@mail.ru

Наиболее перспективным способом получения энергии на сегодняшний день является атомная энергетика (АЭ). Однако на каждой стадии ядерно-топливного цикла вырабатывается достаточно большое количество отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Существует два метода промежуточного хранения ОЯТ: мокрое и сухое. Сухой способ имеет преимущества по сравнению с хранением ОЯТ под водой. В качестве устройства для хранения на базе ФГУП ФЯО ГХК разработан герметичный пенал для хранения ампул с пучками тепло выделяющих элементов (ТВЭЛов) [1], именно его корпус является объектом контроля в данной работе. Во исполнение ФЗ №170 об использовании атомной энергии необходимо обеспечивать

всеобъемлющую безопасность объектов АЭ [2]. Для обеспечения безопасности при хранении пеналов требуется эффективный контроль качества сварных соединений данных конструкций. В данный момент активно развиваются методы ультразвукового контроля (УЗК). Современные технологии УЗК позволяют проводить эффективную оценку качества. Но так как, УЗК является относительным методом, требуется создавать калибровочные образцы с эквивалентными отражателями. Для этого необходимо предварительно изучить объект и составить классификацию возможных дефектов.

В рамках данной работы была разработана база данных (БД) сварных соединений, отражающая данную классификацию. В ней приведены название и вид дефекта, его описание и данные о допустимых размерах, схематические и реальные изображения. Используя полученную базу данных, оператор сможет определить является ли обнаруженный дефект допустимым или нет.

Проделанная работа позволит УЗК сравняться с рентгенографическим методом по точности и позволит дать количественную оценку.

Выполнено при финансовой поддержке Государственного задания «Наука» в рамках научного проекта № 1524, тема 0.1325.2014

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2500045 Рос. Федерация: МПК G21F. Герметичный пенал хранения ампул с пучками отработавших тепловыделяющих элементов / Гаврилов П. М.; Кравченко В. А.; Гамза Ю. В.; Бараков Б. Н.; Ильиных Ю. С.; патентообладатель Федеральное государственное унитарное предприятие "ГОРНО-ХИМИЧЕСКИЙ КОМБИНАТ". – № 2012123112/07, заявл.: 04.06.2012; опубл.: 27.11.2013, Бюл. № 33 . – 11 С;
2. N170-ФЗ. «Об использовании атомной энергии»: Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. – М.: Собрание законодательства Российской Федерации, 1995. – N 48 – ст. 4552.

ПАРАМЕТРЫ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ КАК БАРЬЕР БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРОИЗВОДСТВЕ

О.А. Украинец, А.А. Иванова, С.В. Беденко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: lesyaukrainets@gmail.com

Долгоживущие актиниды и продукты деления из ОЯТ являются наиболее опасными из материалов атомной энергетики и промышленности. Тяжелые элементы, включая уран и трансурановые элементы, расположенные в периодической системе выше урана (актиний, торий, протактиний и др.), объединяют в одну группу под общим названием актиноиды или актиниды [1].

В данной работе рассматриваются актуальность проблемы и выработка возможных решений повышения безопасности с применением специальной группы радиоактивных материалов – минорных актиноидов. К минорным актиноидам относятся долгоживущие и относительно долгоживущие изотопы нептуния (Np-237), америция (Am-241, Am-243) и кюрия (Cm-242, Cm-244, Cm-245), нарабатываемые в ядерных реакторах. Именно эти актиниды определяют радиоактивность и тепловыделение ОЯТ на тысячелетия. Многие актиниды способны к спонтанному делению. Примерно 80 % всех актиноидов являются α -излучателями, средняя энергия которых составляет (4–9) МэВ. Альфа-частицы таких энергий способны инициировать реакцию (α, n) на легких ядрах и внести определенный вклад в нейтронную составляющую активности как свежего, так и облученного топлива [2, 3].

Нейтроны спонтанного деления и (α, n)-нейтроны накладывают существенные ограничения на технологию обращения с ядерными материалами в производстве [3].

Таким образом, повышение нейтронного фона свежего топлива и использование радиотоксичности актиноидов в ОЯТ – это дополнительный барьер безопасности, который может использоваться в качестве метода внутренней защиты ядерного материала.

В рамках данной работы проведена систематизация радиационных характеристик минорных актиноидов, способных внести изменения в нейтронный фон свежего и облученного топлива.

Альфа-излучение и наличие легких примесей в свежем топливе, позволит вывести этот материал из области возможного применения в оружейных целях. Чрезвычайная радиотоксичность большинства актиноидов в ОЯТ дает возможность использования их в решении проблемы безопасности, связанной с распространением ядерных и радиоактивных материалов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Герасимов А.С., Киселев Г.В. Проблемы радиационной безопасности в атомной энергетике России // Успехи физических наук. – 2003. – Т.173. – № 7. – С. 739–745.
2. Андрияшин И.А. Вопросы наработки минорных актиноидов в реакторах и нераспространение [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.partnershipforglobalsecurity-archive.org>.
3. Беденко С.В., Гнетков Ф.В., Кадочников С.Д. Дозовые характеристики полей нейтронов облученного керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. – 2010. – № 1 – С. 6–12.

СОЗДАНИЕ УЧЕБНОЙ СРЕДЫ ПО ТЕМЕ РАЗРАБОТКА И ПРОЕКТИРОВАНИЕ МОДЕЛИ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА И СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ

А.В. Шаравин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: AlexandrSharavin@gmail.com

В связи с ростом активности террористических группировок в мире возникает повышенная угроза мировой безопасности. Одним из самых страшных сценариев на сегодняшний день является применение террористами ядерного взрывного устройства (ЯВУ). Диверсия на ядерном объекте (ЯО) так же может повлечь катастрофические последствия международного и даже глобального масштаба [1]. В связи с этим, возникает необходимость в создании систематического подхода к разработке новых систем физической защиты, а также подготовке высококвалифицированных специалистов, способных сориентироваться в ситуации и выполнить поставленные задачи.

Для организации такой универсальной системы необходимо учитывать особенности предприятия и специфику расположения его объектов, иметь представление о составных частях СФЗ, их взаимодействии в пространстве и времени, наличие территориально обособленных объектов, выбирать средства физической защиты на основе анализа и оценки потенциальных угроз объектам, обеспечивать устойчивое функционирование элементов системы, а также учесть все факторы, которые могут повлиять на функционирование СФЗ и самого объекта [2].

Поскольку эффективная разработка и создание такой универсальной системы невозможны в реальных условиях без предварительной практической и теоретической подготовки [3], возникает необходимость в создании учебной программной среды и наглядного образовательного макета, демонстрирующего систему безопасности ЯО.

Учебная программная среда включает в себя выдержки из национальных и международных документов, регламентирующих физическую защиту ЯО, возможность ознакомиться с существующими

проектами СФЗ, а также провести анализ уязвимости гипотетического объекта и сформулировать предложения по усовершенствованию СФЗ [4].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федеральный закон Российской Федерации «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 №170-ФЗ.
2. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 июля 2007 г. N 456 г. Москва "Об утверждении Правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов";
3. Гарсия М. Проектирование и оценка систем физической защиты / Пер. с англ. под ред. Р. Г.Магауенова.- М.: Мир,2003.- 387с.
4. Измайлов А.В. Методы проектирования и анализа эффективности систем физической защиты. - М.: МИФИ, 2002. – 52с.

ОБЗОР ПРОГРАММНЫХ КОМПЛЕКСОВ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ СФЗ

В.Е. Юричев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: existence3@yandex.ru

Спектр потенциальных угроз защищаемым объектам достаточно широк и сохраняется тенденция к его дальнейшему росту – от хищения используемых в технологическом цикле материалов до проведения диверсионно-террористических актов. Система физической защиты объекта является одним из важнейших элементов обеспечения его безопасности и представляет собой сложную человеко-машинную систему. Одной из важных характеристик СФЗ является ее эффективность – способность системы противостоять несанкционированным действиям нарушителя.

Сегодня при создании систем физической защиты применяются передовые технологии, в том числе в области системного анализа и математического моделирования развития чрезвычайной ситуации.

Для повышения качества и сокращения времени процесса проведения оценки эффективности СФЗ в настоящее время применяются специализированные программные комплексы, основанные на методах математического моделирования [1].

Целью работы является подробное рассмотрение и сравнительная характеристика специализированного программного обеспечения, предназначенного для оценки эффективности систем физической защиты.

Специализированное программное обеспечение реализует системный подход к обеспечению безопасности и оценивает уровень средств физической защиты объекта. Таким образом, при анализе безопасности объекта учитывается как можно большее количество важных факторов. Анализ проводится на основе входных данных, которые могут включать такие параметры, как расположение охраны на территории объекта и план помещений. Результаты анализа могут быть представлены в виде определенных сценариев проникновения с графиками, отображающими их вероятность. При этом могут учитываться такие факторы, как наличие нарушителя на территории объекта (в том числе из числа персонала и службы охраны) [2].

Использование средств вычислительной техники, помимо сокращения времени моделирования, многократно расширяет возможности, позволяя рассматривать большое число вариантов расчетов в целях получения обоснованных выводов относительно возможностей СФЗ [3].

На рынке на сегодняшний день существует несколько подобных программных комплексов – как зарубежных, так и отечественных разработчиков.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кирин В.И. Анализ современных программных средств моделирования системы физической защиты // Вопросы защиты информации. – 2010. – №1. – С. 57-62.
2. Тарасов Ю.А. Специализированные программные комплексы // БДИ. – 2008. – №3. – С. 24-25.
3. Петров Н.В. Количественные оценки эффективности СФЗ // Защита информации. INSIDE. – 2007. – №6. – С. 72-75.

Секция 7

Информационные
технологии,
автоматизация и системы
управления

AUTOMATED GREENHOUSE CLIMATE CONTROL SYSTEM

V.V. Bugaev

Scientific advisor: Ya.V. Ermakova

National Research Tomsk Polytechnic University

Russia, Tomsk, 30 Lenin Avenue, 634034

E-mail: yvb27@tpu.ru

The greenhouses appeared as a product of modern technologies to grow food, and it is an alternative to usual household production. The greenhouses allowed people to increase the vegetation period by creating good conditions and to get more products from square meter. But the maintenance costs have been added to labor costs, which makes greenhouses unprofitable. [1,2]

Maintenance costs can be reduced by using new technologies, such as IT. Thus, the main goals of the “Smart greenhouse” are automation of routine connected with greenhouse maintenance, and reduction of the costs to boost the profits of the production.

Relevance:

- Reducing the costs and getting the maximum result increasing the harvest;
- Automated support of optimal conditions in a greenhouse or a conservatory;

All the analogues are expensive and available only in the USA.

The objective of the development is an automated complex, which purpose is supporting the optimal conditions for plants in a greenhouse or a conservatory.

The goal is to relieve the owners from a variety of everyday problems, to reduce the costs and to get the maximum result.

The purposes of the system are:

- To automate the processes of supporting the optimal conditions in a greenhouse or a conservatory and to relieve the owners from a variety of everyday problems by introducing the intellectual system;
- To reduce the costs and to get the maximum result.

The system requirements are:

- Control of the environment and soil humidity;
- Control the of environment temperature;
- Control of the light;
- The ability to monitor the parameters above in real-time;
- The ability to work in both automated and manual modes (switching the buttons).

As a result of using “Smart greenhouse” system, the labor costs will be reduced and more harvest will be obtained due to the use of modern technology for growing in a protected ground. The “Smart greenhouse” opens up new possibilities for reducing costs, which can be used to restore the soil fertility by means of organic farming and use of effective microorganisms.

REFERENCES

1. Castillo, Nicolas. (2013). Greenhouse Technology and Management. CABI Publishing. p. 335
2. Zhang, Zhi-Qiang. (2003). Mites of Greenhouses. CABI Publishing. pp. 3-9

THE RESEARCH ON AUTOMATED SYSTEMS AND PROCESSES APPLICATION IN MILITARY INDUSTRY

P. A. Gorbachev

National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

E-mail: pag11@tpu.ru

Today automation of technological processes is applied to many areas of production.

It is known that the military potential of the country is determined by the capabilities of the state to maintain and improve the armed forces. Recently, automation has been widely used in military complexes, means of tracking and detection. This is due to the use of automated processes for management command posts, military units and the transfer of information between them, as well as processes for independent detection, identification and target tracking by individual systems and stations.

The article contains the examples of some automated systems related to the military industry, used in battle and to perform the tasks. The article will consider: complex automation equipment (CAE) that carry out the execution of automated control of combat operations; automated control system "Baikal 1-ME", through which management of combat operations of anti-aircraft missile brigades and management of air defense compounds are realized; automated means of communication provided by radio complex "Aqueduct"; automated systems used by the navy and the coastguard that implement an automated command and control system "Lesorub-E", automated management coastal modular operating point 83t611-E.

The research has shown that automated processes are closely linked to the military sector, and by the XXI century there has been a significant improvement in this sector. Such a variety of applications of automated combat systems, automated control of individual combat units, as well as specialized equipment indicates the prospects for their further development, which will contribute to further strengthening of Russian military potential.

REFERENCES

1. The complex of automation command posts of air defense and air force "Universal-1E" [Electronic resource]. - Access mode: <http://raspletin.com/produktsija-i-vidy-dejatelnosti/produktsija-oboronnogo-naznachenija/avtomatizirovannye-sistemy-upravlenija/kompleks-sredstv-avtomatizatsii-komandnyh-punktov-pvo-i-vvs-universal-1e> - 10.03.16.
2. The automated control system "Baikal-1 ME" [Electronic resource]. - Access mode: <http://raspletin.com/produktsija-i-vidy-dejatelnosti/produktsija-oboronnogo-naznachenija/avtomatizirovannye-sistemy-upravlenija/avtomatizirovannaja-sistema-upravlenija-bajkal-1me> - 17.03.16.
3. "Aqueduct" in connection [Electronic resource]. - Access mode: http://old.redstar.ru/2005/10/11_10/7_02.html - 25.03.16.
4. An automated command and control system "lumberjack - E" [Electronic resource]. - Access: <http://concern-agat.ru/produktsiya/isbu/avtomatizirovannaya-sistema-boevogo-upravleniya-lesorub-e> - 25.03.16.
5. The coastal modular operational point [electronic resource]. - Access mode: <http://concern-agat.ru/produktsiya/isbu/beregovoj-modulnyj-operatsionnyj-punkt-83t611-e> - 30.03.16.

THE STUDY OF AUTOMATION APPLICATION IN TECHNOLOGICAL PROCESSES

V.A. Gorbachev

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue. 30, 634050

E-mail: kophep17@gmail.com

Nowadays it is difficult to imagine the world without special automated machines. This equipment allows us to accelerate the process of manufacturing products from the time of machine programming to the final product receipt. However, automation has both positive and negative sides.

Firstly, we need to understand the definition of the concept. Automation of the process is a set of methods and tools for implementing the system or systems to be controlled without direct human intervention, or with the man's participation in making the most important decisions.

There are several types of automation: 1) Partial - the automation of individual devices, machines, manufacturing operations; 2) comprehensive - provides the automation of the process area, shop, or enterprise operating as a single, automated system; 3) complete - the highest level of automation, in which all production monitoring and control functions (at the enterprise level) are delegated to the machines.

Let us consider a few industries using this technology:

- Automation of metallurgical manufacture is subject to static and dynamic weighing equipment (e.g. conveyor system). The implementation of security systems and access control has been provided.

- In the agricultural sector an automated system is used to ensure an optimum microclimate, as well as fully automated watering systems, ventilation and heating.

- In mechanical engineering different sensors connected to the controller, the feedback circuit and remote control, turning, milling, and multi-CNC are used. Temperature monitoring system and metal casting into molds are applied.

Having considered the various sectors of the industry, it will be possible to draw a conclusion about the processes that rely on the machine and those, you can trust to man and suggest what modern industry needs automation contributing to the aim of the research.

REFERENCES:

1. Automation of technological process [Electronic resource]. URL: <https://ru.wikipedia.org/wiki/> (Accessed date: 14.03.16)
2. The branch solution: the development and application of automation systems in the metallurgical industry. [Electronic resource]. URL: <http://it-rostov.ru/resheniya/metalurgich-prom/> (Accessed date: 14.03.16)
3. Automation of Mechanical Engineering [Electronic resource]. URL: http://www.rekord-eng.com/avtomatizaciya/v_mashinostroenii/ (Accessed date: 15.03.16)
4. Automation on agriculture [Electronic resource]. URL: (Accessed date: 16.03.16)

DEVELOPMENT OF THE DEVICE SENDING SMS MESSAGES TO POINT GUARD OF THE ENTERPRISE USING THE MAGNETIC CONTACT SENSOR AND GPRS MODULE

M.A.Gulyaev, R. A. Kondratenko

National research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 30, 634050

During the period of technical innovation, the pace of life has become fast, and we shouldn't forget about the rash actions, which can lead to dire consequences. One of such problems is that people forget to close the premises, or

do not remember, whether they closed the door or not, but it can be unsupervised property of the enterprise or equipment, that it is life-threatening.

In order to protect the company from breaking into and entering, it was decided to develop a device alerting the point guard via SMS that the room is closed or opened. If the door is opened, there is a SMS notification that you want to close the door.

This invention makes the production process more secure. Also, this device will not have a magnetic contact sensor (reed), which has a number of disadvantages, such as:

1. Relatively low sensitivity for management of MDS;
2. Susceptibility to external magnetic requiring special measures to protect from exposure to them;
3. Considerable time vibration of contacts, which can be up to half the operating time;
4. Low power switched circuits;
5. The possibility of spontaneous breaking of contacts at high currents;

Moreover, this gadget will not be as expensive as other instruments of security type.

The "smart lock" has been selected as a development object. The device allows protecting the control room based on the information from the sensor located in the castle. When opened, the sensor signal is applied to GPRS module, and the module, in its turn, sends SMS message to the point guard. Management is carried out automatically.

During the project development, the work was carried out using the Arduino and GPRS Shield, which will help to realize the idea of "smart lock". The assembly and improvement of this gadget are worthwhile further researching. It is supposed that this device will be an indispensable thing protecting any premises.

REFERENCES

1. Filatov V. V., Filatov A. G. (1989). Calculation and design details of the equipment of the ACS. Moscow.
2. The GSM module. [Electronic resource]. URL: http://ru.aliexpress.com/store/product/New-SIM900A-V4-0-Kit-Wireless-Extension-Module-GSM-GPRS-Board-Antenna-Tested-Worldwide-Store/427290_32239092753.html. (Accessed date: 15.03.2016)
3. Arduino . [Electronic resource]. URL: https://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/1/17/Arduino_Diecimila.jpg. (Accessed date: 15.03.2016)
4. GPRS Shield [Electronic resource]. URL: <http://amperka.ru/>

РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ КОНТУРА УПРАВЛЕНИЯ ТОКОМ В ОБМОТКЕ ТОРОИДАЛЬНОГО ПОЛЯ (TF) ТОКАМАКА КТМ

В. А. Бадмацзыренова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: vab20@tpu.ru

ТОКАМАК КТМ является экспериментальной термоядерной установкой для отработки задач материаловедения на предмет радиационной стойкости.

Достижение проектных параметров плазмы в установках ТОКАМАК невозможно без создания моделей и комплексов программ, направленных как на моделирование процессов в плазме, так и на управление этими процессами.

В ходе выполнения научно-исследовательской работы была разработана структурная схема автоматизированной системы с учетом реальных ограничений технических элементов контура управления. Проведены расчеты для определения передаточных функций обмотки тороидального поля ТОКАМАК КТМ, как объекта управления. Спроектированы регуляторы тока и напряжения и разработана модель контура

управления током обмотки в среде SIMULINK пакета MATLAB. Проведенные модельные исследования позволили определить показатели качества управления.

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ СТАБИЛИЗАЦИИ СКОРОСТИ ТРАНСПОРТИРОВКИ ПРОБЫ

М.О. Бланк, С.Н. Ливенцов, Ф.Э. Гофман

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: blank.mascha@yandex.ru

Для традиционных систем пробоотбора пневмотранспорт является одним из основных видов транспортировки пробы в аналитическую лабораторию. Для уменьшения затрат в качестве устройства пробоотбора [1] предложен гидроцилиндр с пробоотборником из капиллярных линий, который обеспечивает совмещение двух операций: собственно, пробоотбора и одновременного разведения пробы, тем самым обеспечивается уменьшение фонового гамма-излучения в сравнении с традиционной системой аналитического контроля.

Основным предметом исследования являлось определение величины потерь разведенного раствора в КИЛ при транспортировке пробы с различными скоростями.

Объектом экспериментального и теоретического исследования являлась система стабилизации скорости пробы (см. рис. 1).

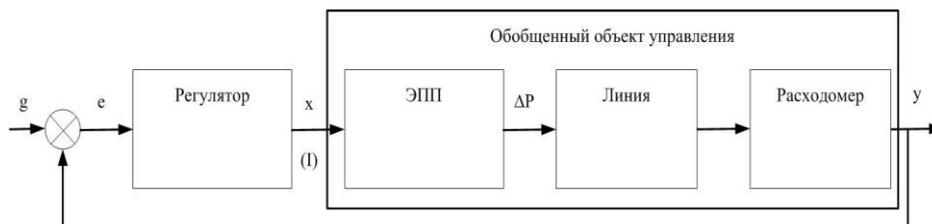


Рисунок 1. Система стабилизации скорости пробы.

Управляемой переменной системы является сигнал датчика расхода воздуха на входе транспортной КИЛ. Управляющим воздействием - сигнал, подаваемый на электропневматический преобразователь, задающий через пневматический делитель величину разрежения в приемной емкости ЭПП, собственно, линия с пробой и расходомер составляют обобщенный объект управления.

Проведено экспериментальное исследование характеристик устройства транспортировки разведенных проб. В результате моделирования данного процесса установлено, что потеря раствора при транспортировке на 100 метров при скоростях $5 \div 20$ м/мин не превысит $0,5 \div 1,5$ % от общего объема пробы. Потери раствора тем меньше, чем меньше скорость транспортировки. В устройстве транспортировки проб обеспечено регулирование скорости перемещения пробы.

На данной стадии исследования происходит усовершенствование и тестирование созданного макета устройства пробоотбора для изучения особенностей аналитического контроля радиоактивных проб в учебных целях. Область применения – студенты химических специальностей, изучающих технологию химического анализа.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Разработка системы автоматического отбора проб радиоактивных растворов в условиях УТМ. Научно-технический отчет: Рег. № 03/09-14 /ООО «Сенсор» - Гатчина, 2014, - 40 с.

2. Гурецкий Х. "Анализ и синтез систем управления с запаздыванием". Перевод с польского А.Н. Дмитриева, М: Машиностроение, 1974 – 328 с.
3. Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика. М.: Изд-во академии наук, 1952. - 250 с.

КОГНИТИВНЫЕ АДАПТИВНЫЕ РОБОТЫ

Е.Г. Брындин

Исследовательский центр ЕСТЕСТВОИНФОРМАТИКА,

Россия, г.Новосибирск, ул. Терешковой, 10, 630000

E-mail: bryndin@ngs.ru

Исследования и анализ языкового мышления человека позволяют смоделировать мыслительные функции. Коммуникативно-ассоциативная символически-языковая логика мышления позволяет создавать когнитивных роботов для различных сфер жизнедеятельности [1-2].

Робот с символическим языковым мышлением имеет систему распознавания собеседника, систему речевого ввода информационных потребностей, систему реализации информационных потребностей (систему имитации подражательного мышления), нейросетевую систему синтеза речи по тексту реализации информационной потребности.

Система реализации информационной потребности содержит систему усвоения знаний, систему символически-языкового общения, систему обучения, базы знаний, базы умений, нейросетевую систему чтения, печатающую систему и систему графического отображения. Система обучения содержит подсистемы автоматического перевода. Система распознавания собеседников является нейросетевой системой.

Информационной единицей общения между роботом и собеседником является информационная потребность. Собеседник использует информационные потребности, которые содержатся в базе знаний робота. Он общается с роботом с помощью комбинаций информационных потребностей, обогащая, тем самым, робота информационными потребностями. Робот получает новые базовые информационные потребности, элементы знаний и реализации во время его обучения.

Знакомство робота с человеком осуществляется через нейросетевую систему распознавания лиц. Если человек неизвестен роботу, то рецептивная система запоминает его речевой словарь и лицо. Если он известен роботу, то система настроит систему речевого ввода информационной потребности на речевой словарь собеседника. После этого начинается информационный контакт между роботом и человеком. Система речевого ввода преобразует речевую информационную потребность в текст на функциональном естественном языке.

Робот на основе символической языковой коммуникативной логики с ассоциативными и коммуникативными символическими языковыми элементами знаний моделирует подражательное мышление [3-5]. Построение когнитивного робота можно осуществить с применением GPU. GPU используются для обучения сложных нейронных сетей с помощью крупных обучающих последовательностей в сжатые сроки, с использованием меньшей инфраструктуры ЦОД.

Специализация когнитивных роботов осуществляется на основе баз знаний, баз умений и технических средств реализации поведения. База знаний содержит предметные области знаний. Предметные области знаний представляют сети коммуникативно и ассоциативно связанных символических языковых элементов с ситуативно-признаковой и языковой разметкой.

Сеть $G(X_t, G_t, V_t)$ является концептуальным представлением знаний, если $X_t = x_t^1 \cup x_t^2 \cup x_t^3$, где x_t^1 – множество вершин суждений с ситуативной и языковой разметкой, x_t^2 – множество вершин предложений,

имеющих языковую и ситуативно-признаковую разметку: $\{(лексическое\ значение, вид)\}, (признак, ниша)\}, X_i^3$ – множество вершин словосочетаний с признаковой и языковой разметкой, Vt – множество коммуникативных связей элементов множества Xt , Gt – множество ассоциативных связей элементов множества Xt , t – дискретные моменты появления новых элементов знаний, признак – признак представителя реалии указывающий на смысловое употребление слова в речи и письменно, вид – грамматическая характеристика множества слов, морфологическое значение которых формируется по общим правилам грамматики, ниша – единое ситуативное использование множества слов различных видов в различных синтаксических структурах предложений.

База умений содержит типовые процедуры реализации типовых информационных действий, процедуры реализации комбинированных информационных действий, процедуры реализации аналитических (математических, химических и других) действий и процедуры реализации поведения робота. Компонента робота, реализующая адаптивное поведение во внешней среде, включает сенсорную, управляющую, исполнительную моторную системы и систему диагностики. Сенсорная система предназначена для восприятия и преобразования информации о состоянии внешней среды. Она включает телевизионные и оптико-лазерные устройства, ультразвуковые дальномеры, тактильные и контактные датчики, датчики положения, нейросетевые устройства распознавания образов внешней среды и т.п. Система диагностики осуществляет контроль за исполнением простых движений частей моторной системы робота на каждом шаге реализации поведения и передачу необходимой информации управляющей системе о состоянии моторной системы, для соотнесения ее с информацией от сенсорной системы в режиме реального времени, а также сообщает об окончании простых движений. Исполнительная моторная система реализует процедуры поведения робота во внешней среде осуществляя разнообразные движения. Моторная система имеет механические руки (манипуляторы), механические ноги (педипуляторы). Манипулятор может брать, поворачивать, переносить, собирать, огибать препятствия и т.д. Шагающий робот может передвигаться по незнакомой местности со сложным рельефом, преодолевая препятствия.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Брындин Е.Г. Теоретические основы коммуникативно-ассоциативной имитации символически-языкового мышления. Информационные технологии. 2009. № 2. С. 29–34.
2. Брындин Е.Г. Взаимодействие символически-мыслящего робота с человеком и внешней средой. Информационные технологии. 2004. № 6. С. 2–8.
3. Евгений Брындин. Основы имитации мышления и непрерывной обработки программ. Науч. изд. Germany: LAP LAMBERT Academic Publishing. 2012. 197 с.
4. Брындин Е.Г. РОБОТ С ПОДРАЖАТЕЛЬНЫМ МЫШЛЕНИЕМ. "Вестник ПНИПУ: Электротехника, Информационные технологии, Системы управления", № 14. Пермь: ПНИПУ. 2015. С. 5-36
5. Евгений Брындин. Управление роботом с подражательным мышлением. Науч. изд. Germany: LAMBERT Academic Publishing. 2015. 77 с.

ТИПОВАЯ СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ВЫСОКОВОЛЬТНЫМИ ГЕНЕРАТОРАМИ МОЩНЫХ ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИХ СТЕНДОВ

Р.В. Валекжанин, О.В. Белов, Д.В.Кустов, Т.В. Шаров

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»

Россия, г.Саров, пр. Мира, д.37, 607188

E-mail: mailbox@ntc.vniief.ru

В современной ускорительной и мощной СВЧ технике широко используются генераторы на основе емкостных накопителей энергии (ЕН). Данные генераторы предназначены для формирования высоковольтных

импульсов напряжения и представляют собой сложные электрофизические устройства, состоящие из нескольких подсистем, срабатывающих по заранее заданному алгоритму. Зачастую, такой генератор работает на индуктивную нагрузку, являющуюся источником электромагнитных полей широкого спектра частот. Электрофизический стенд может содержать серию подобных генераторов, разнесенных в пространстве.

В работе представлено описание типового контура управления высоковольтным генератором на основе ЕН, обеспечивающего: заряд и стабилизацию зарядного напряжения ЕН на заданном уровне, разряд и «закорачивание» ЕН в случае нештатной ситуации, запуск коммутатора. В связи с особенностями объекта управления (высокий уровень электромагнитных помех, удаленность пульта управления от объекта управления) устройства связи с объектом приближены к объекту управления и выполнены в виде совокупности объединенных в сеть гальванически изолированных блоков управления.

Из типовых контуров управления высоковольтным генератором можно собрать надежную, масштабируемую систему управления электрофизическим стендом. Действующими примерами являются: БИМ - 2000[1], МЦУ БИМ - 1500[2,3] и РГК - Б1[4]. В данной работе более подробно рассмотрена автоматизированная система управления мобильным электрофизическим стендом МЦУ БИМ 1500, состоящая из шести контуров управления высоковольтным генератором, подсистемы синхронизации и подсистемы блокировок.

Работоспособность системы доказана на многих действующих электрофизических стендах, позволяющих сохранить за Россией мировые лидирующие позиции в области импульсной радиологии.

Авторы выражают благодарность В.М. Зайцеву, Ю.П. Куропаткину и О.А. Шамро.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Куропаткин Ю.Р., Mironenko V.D., Suvorov V.N., Zenkov D.I., Tkachenko V.F. Uncored betatron ВИМ-М a source of bremsstrahlung for flash radiography // 11th IEEE International Pulsed Power Conf. - Baltimore, 1997. - Т.2. - Р. 1669-1673.
2. Пат. 2548585 С1 RU МПК G03В 42/02. Мобильный радиографический комплекс и источник излучения бетатронного типа для радиографического комплекса / Д. И. Зенков, Ю. П. Куропаткин, В. И. Нижегородцев, В. Д. Селемир, О. А. Шамро. Заявлено 09.04.2014 Оpubл. 20.04.2015. Бюл. №11.
3. Научно-информационный сборник «Основные достижения РФЯЦ-ВНИИЭФ 2013». - Саров, 2013. С. 34 - 35.
4. Научно-информационный сборник «Основные достижения РФЯЦ-ВНИИЭФ 2011» - Саров, 2012. С.24.

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ СИНТЕЗА И АНАЛИЗА СИСТЕМ УПРАВЛЕНИЯ С САМОВЫРАВНИВАНИЕМ

В.Г. Васильев, В.Ф. Дядик

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: vgv1@tpu.ru

Выбор наилучшего метода синтеза САУ т.е. САУ с наилучшими показателями качества, требует исследования эффективности методик настройки регуляторов при различных соотношениях времени запаздывания (τ) к суммарной постоянной времени объекта ($\sum T$).

Для решения этой задачи была создана база данных методов расчета параметров настройки регуляторов; и разработан программный комплекс в среде компьютерного моделирования MATLAB. Он позволяет описывать исходный технологический объект эквивалентными упрощенными моделями если это необходимо, вычислять параметры настройки ПИ и ПИД регуляторов по различным методикам, моделировать замкнутую САУ по возмущающему воздействию. В процессе моделирования строятся график переходных процессов по возмущающему воздействию, вычисляются прямые показатели качества: время регулирования,

динамический коэффициент регулирования и квадратичный интегральный показатель качества, проводится проверка на грубость в заданном диапазоне варьирования параметров объекта, а также строится график зависимости относительного времени регулирования от отношения $\tau/\sum T$, с заданным диапазоном и шагом.

Параметры настройки ПИ и ПИД регуляторов рассчитывались по методам: оптимального модуля; апериодической устойчивости; максимальной степени устойчивости[1]; аппроксимационной максимальной степени устойчивости[1]; оптимальным по критерию максимальной степени устойчивости[1]; Скогестада[2]; Зейгеля – Никольса[3]; «AMIGO»[3]; Кохена - Куна[3]; «Lambada»[3]; Шеделея[3].

При анализе сравнивались прямые показатели качества, обеспечиваемые САУ синтезированными различными методами. Проведено исследование зависимости численных значений прямых показателей качества от величин отношения времени запаздывания к суммарной постоянной времени модели исходного объекта.

В результате сформулированы рекомендации, о том каким методом производить параметрический синтез САУ при заданном отношении величины запаздывания к суммарной постоянной времени модели объекта для обеспечения наилучших показателей качества проектируемой системы управления.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Загрий Г.И.; Шубландзе А.М. Синтез систем управления на основе критерия максимальной степени устойчивости. М.: Энергоиздат, 1988.
2. Skogestad, S. Simple analytic rules for model reduction and PID controllers tuning [Text] / S. Skogestad // Modeling, Identification and Control. – 2004. – Vol. 25. – N 2. – P. 85-120.
3. Astrom, K.J. Revisiting the Zeigler-Nichols step response method for PID control [Text] / K.J. Astrom, T. Hagglund // Journal of process control. – 2004. – Vol. 14. – N 6. – P. 1163-1175.

РАЗРАБОТКА ЛАБОРАТОРНОГО СТЕНДА ПРИВОДА ПОСТОЯННОГО ТОКА

В.В. Глушенков, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vladislav.glushenkov@gmail.com

Настоящая работа посвящена разработке лабораторного стенда привода постоянного тока, который предназначен для изучения студентами принципа действия привода постоянного тока, а также для изучения устройства привода и входящих в него элементов.

Современный электропривод — это совокупность множества электромашин, аппаратов и систем управления ими. Он является основным потребителем электрической энергии (до 60 %) и главным источником механической энергии в промышленности.[1] Лабораторный стенд включает в себя: сетевой фильтр, систему синхронизации с сетью, систему импульсно-фазового управления (СИФУ), двигатель постоянного тока и тахогенератор. Основное применение СИФУ находят в широко распространенных тиристорных преобразователях, для регулирования скорости электродвигателей, температуры электронагревателей или других технологических параметров.[2]

При разработке лабораторного стенда был проведен анализ литературы на соответствующие темы, в рамках которого были определены ключевые моменты при разработке стенда привода постоянного тока. Проведен анализ классического привода постоянного тока. Была выполнена разработка структурной, функциональной и принципиальной схем, а также были выбраны элементы необходимые для реализации данного привода.

В дальнейшей работе будет выполнена сборка данного стенда и его тестирование.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Промышленная электроника: Учебник для ВУЗов. Горбачев Г.Н., Чаплыгин Е. Е. Энергоатомиздат 1988.
2. В. Г. Гусев, Ю. М. Гусев. Электроника и микропроцессорная техника. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.:Высш. шк., 2005. – 790 с.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО МОДУЛЯ РАСЧЕТА ГЕОМЕТРИИ АТОМНЫХ СТРУКТУР

А.А. Золотарев, А.В. Обходский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: art707@tpu.ru

Для синтеза новых материалов с заданными свойствами необходимо знать их структурные особенности, основные свойства и характеристики. Применение компьютерного моделирования и численных методов расчета позволяет получить большое количество данных об атомной структуре и свойствах материалов перед проведением экспериментальных исследований.

Для компьютерного моделирования и расчета свойств молекул методом Хартри-Фока-Рутаана необходимо знать координаты каждого атома в декартовом пространстве. Вследствие этого ведется разработка программного обеспечения формирующего координаты атомов в молекуле на основе структурной формулы молекулы методами молекулярной механики и оптимизации ее геометрии.

Метод молекулярной механики позволяет находить геометрические характеристики и энергии многоатомных систем. В рамках метода молекулярной механики полная энергия исследуемой структуры представляет собой сумму энергетических термов: энергия химического взаимодействия, энергия валентных углов, энергия торсионного взаимодействия, энергия ван-дер-ваальсового взаимодействия, энергия электростатического взаимодействия. В основе метода молекулярной механики лежит следующая математическая модель: атомы представляются в виде шаров, связанных между собой пружинами или стержнями. Энергии длин связей и валентных углов описываются законом Гука [1].

Оптимизация молекулярной геометрии позволяет изучить структуру молекулы и ее энергию в свободном состоянии. Суть оптимизации геометрии заключается в повторном (многократном) вычислении энергии молекулы и вариации структурных параметров так, чтобы достичь структуру, соответствующей минимуму полной энергии молекулы. Вариация обычно включает в себя первоначальный расчет энергии при начальной структуре, оценку градиента энергии, выбор новых структурных параметров на основе информации о градиенте, и проверку выполнения условий прекращения процесса оптимизации [2].

В результате было разработано программное обеспечение, которое формирует структурную формулу молекулы, проверяет ее на корректность, устанавливает начальные координаты атомов в молекуле и проводит оптимизацию начальной геометрии. Полученные координаты атомов являются исходными данными для расчетов методом Хартри-Фока-Рутаана.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации. Соглашение о предоставлении субсидии RFMEFI57814X0095 от 28.11.2014 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Игнатов С.К. Квантово-химическое моделирование молекулярной структуры, физико-химических свойств и реакционной способности. – Нижний Новгород: ННГУ, 2007 – 84 с.
2. Блатов В.А. Полуэмпирические методы квантовой химии. – Самара.: Универс-групп, 2005 – 32 с.

GPS ТРЕКЕР НА ОСНОВЕ ARDUINO UNO

М.В. Козлов, П.А. Годовников, В.В. Сальников

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: mihail-addmaster@yandex.ru

Целью данной работы является создание GPS-трекера для отслеживания и контроля перемещения каких-либо объектов.

На данный момент рынке существует большое количество устройств из стран Азии, а также стран запада, таких как США и Швеция. Стоимость этих устройств довольно высока, а также почти все имеют абонентскую плату помимо услуг сотовой связи, поэтому основной целью нашей работы является удешевление и импортозамещение аналогичного устройства за счет отсутствия абонентской платы помимо услуг сотовой связи и использование более дешевых комплектующих.

Разработанное устройство представляет собой образец, который состоит из следующих компонентов: плата Arduino Uno, gsm-модуль GPRS-shield (SIM900R). Основная часть программы написана в среде Arduino IDE, в которой реализовано получение данных о вышках сотовой связи, посредством gsm модуля и сохранения этих данных в файл. Для их обработки написаны две программы на стороннем языке программирования – Python. Первая выбирает нужные параметры из ранее полученного файла и записывает их в JSON файл, который отправляется в сервис Яндекс.Локатор. Этот сервис сообщает координаты центра области и максимальное расстояние, в пределах которого может находиться мобильное устройство. Впоследствии программа получает ответ с Яндекс.Локатора в виде координат и записывает их в файл. Позже начинает работать вторая программа, которая считает среднее арифметическое значение координат и записывает их в .txt файл. Полученные координаты обрабатываются с помощью сервиса “Google Maps”, в котором с помощью специальных маркеров наносится маршрут, полученный при помощи модуля, как показано на рис. 1.

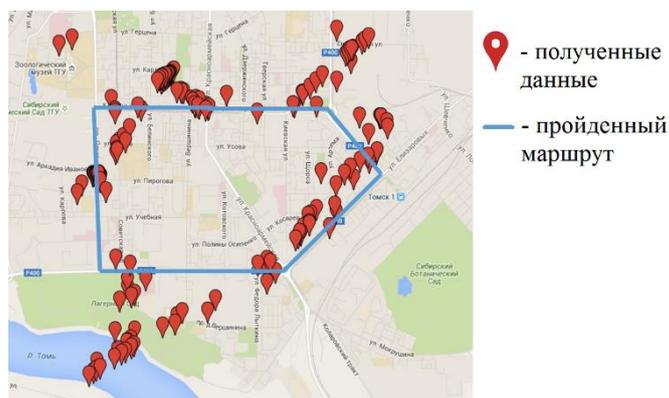


Рисунок 1. – Полученные координаты

Дальнейшее совершенствование планируется за счет перехода на новую плату, с узким профилем применения, изменение системы расчета координат, а также введение дополнительных функций, в соответствии определенным сферам применения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Arduino Uno. [Электронный ресурс].- Режим доступа: <http://amperka.ru>, свободный. – Загл. с экрана.
2. SIM900R AT Commands Manual_V1.11. [Электронный ресурс].- Режим доступа: <http://wiki.amperka.ru>, свободный. – Загл. с экрана.
3. Как определить местоположение по сетям сотовой связи (Cell ID). [Электронный ресурс].- Режим доступа: <http://habrahabr.ru>, свободный. – Загл. с экрана.

4. GPS/GSM Tracker. [Электронный ресурс].- Режим доступа <http://arduino.ru/forum/proekty/gpsgsm-trecker>, свободный. – Загл. с экрана.

РАЗРАБОТКА УСТРОЙСТВА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕКУЩЕГО МЕСТОПОЛОЖЕНИЯ ПОСРЕДСТВОМ ПОЛУЧЕНИЯ СИГНАЛОВ ГЛОБАЛЬНОЙ СИСТЕМЫ ПОЗИЦИОНИРОВАНИЯ GPS

М.И. Грачев, Ю.А. Чурсин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: grachevmaxim1505@gmail.com

В настоящее время в мире существуют две навигационные системы, предоставляющие глобальный сервис позиционирования в любом месте планеты, к которым относятся американская система глобального позиционирования (GPS) и российская глобальная навигационная спутниковая система (ГЛОНАСС) [1]. GPS по праву является неотъемлемой составляющей современной навигации, как в военной, так и в гражданской сферах деятельности. В современном мире GPS способна решать различный круг задач от отслеживания и оптимизации движения поездов до автоматического выведения летательных аппаратов на посадочную глиссаду. Идея данного проекта состоит в разработке доступного бытового GPS приемника.

За основу разрабатываемого устройства был принят GPS модуль L70, работающий совместно с усилителем MAX2659 и антенной ANT GPS/GLONASS A25. Выбор элементной базы обусловлен высокими характеристиками качества принимаемых сигналов GPS. Коэффициент усиления усилителя MAX2659 составляет 20,5 дБ, тогда как для модуля L50 со встроенной антенной рассматриваемый показатель не превышает 1 дБ. Модуль L70 отличается низким энергопотреблением по сравнению с другими конкурирующими модулями [2]. Следует отметить дешевизну и общедоступность реализованных решений в разрабатываемом устройстве.

При разработке устройства была предусмотрена возможность перехода модуля L70 в режим низкого потребления, как с помощью тактовой кнопки, так и посредством PMTK команды с микроконтроллера STM32F103R. Сброс настроек модуля может быть выполнен аналогичным образом. Передача координат местоположения осуществляется по протоколу NMEA 0183 на внешнее устройство – микроконтроллер STM32F103R.

В процессе выполнения работы обоснована целесообразность разработки устройства определения координат местоположения с помощью GPS. Осуществлен выбор элементной базы рынка GPS компонентов. Принятые при разработке устройства решения позволяют достичь высоких технических и экономических показателей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Яценков В.С. Основы спутниковой навигации. – М.: Горячая линия – Телеком, 2005. – 272 с.
2. Веб-сайт компании Quectel Wireless Solutions [Электронный ресурс]. – Режим доступа:
3. <http://www.quectel.com/product/prodetail.aspx?id=13>.

РАЗРАБОТКА ФУНКЦИОНАЛЬНОЙ СХЕМЫ АВТОМАТИЗАЦИИ ПРОЦЕССА ПОЛУЧЕНИЯ КАЛЬЦИТОАНГИДРИТА

М.И. Грачев, Е.В. Ефремов, А.А. Денисевич

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: grachevmaxim1505@gmail.com

Специфика технологий производства в металлургической промышленности состоит в выбросах в атмосферу серосодержащих газов. В свою очередь, при переработке серосодержащих газов в качестве продуктов реакций образуется концентрированная серная кислота. На сегодняшний день разрабатываются различные технологии по обезвреживанию серной кислоты, одной из которых является нейтрализация известняком [1]. В результате взаимодействия серной кислоты с известняком образуется кальцитогидрат (безводный твердый сульфат кальция).

Подача известняка с содержанием CaCO_3 86,5 % осуществляется с избытком в количестве 50 % относительно стехиометрически необходимого при температуре реакции, превышающей плюс 100 °С (в диапазоне от плюс 105 до плюс 150 °С). Цель функционирования установки состоит в получении кондиционного кальцитогидрата (содержание водорастворимого сульфата кальция – не ниже 20 %, остальное – водонерастворимый сульфат кальция и непрореагировавший известняк, рН не больше 4,2) и использование его в различных отраслях народного хозяйства.

Целью данной работы является разработка функциональной схемы автоматизированной системы управления технологическим процессом производства кальцитогидрата. Как правило, система автоматизации химических производств обладает трехуровневой структурой. В состав нижнего уровня системы входят такие устройства, как датчики, термопары, расходомеры, уровнемеры и нормирующие преобразователи. Значения физических величин параметров технологического процесса через соответствующие преобразователи и устройства связи с объектами отображаются измерительными приборами, преобразуются в электрические сигналы и поступают на программируемые контроллеры – устройства среднего уровня системы. Стоит отметить, принимаемые контроллерами данные передаются на управляющий компьютер – на верхний уровень системы.

В разрабатываемой автоматизированной системе управления реализуется автоматическое управление, с возможностью перехода в режим ручного управления в случаях возникновения нештатных ситуаций [2].

В соответствии с требованиями технологического процесса получения кальцитогидрата разработана функциональная схема автоматизации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федорчук Ю.М. Закон энергосбережения – вовлечение в круговорот энергетических и материальных вторичных ресурсов [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://www.lib.tpu.ru/fulltext/v/Conferences/2010/K02/4059.pdf>
2. Голубятников В.А., Шувалов В.В. Автоматизация производственных процессов в химической промышленности. – М.: Химия, 1985. – 352 с.

ПРОВЕДЕНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ПОЛУЧЕНИЮ АНГИДРИТОВОГО ВЯЖУЩЕГО ИЗ СЕРНОЙ КИСЛОТЫ И ИЗВЕСТНЯКА ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В КАЧЕСТВЕ КОМПОНЕНТОВ ЗАКЛАДОЧНЫХ СМЕСЕЙ

Н.Б. Гурова, Е.С. Китаева, А.А. Денисевич

Томский политехнический университет, 63405, Россия, г. Томск,
пр. Ленина, 30, e-mail: nbg7@mail.ru

Данная работа разделена на две части:

1. Модель дозирования сыпучего вещества шнековым питателем;
2. Модель дозирования жидкости при помощи клапана.

Общей целью работы является разработка и техническая реализация АСУТП получения кальцитоангидрита. Представленные тезисы являются второй частью работы.

В настоящее время производство на предприятиях металлургической и энергетической промышленности сопровождается выбросами в атмосферу серосодержащих газов и одной из целей деятельности человека – это заинтересованность в привлечении круговорота энергетических и материальных вторичных ресурсов, обладающих некоторым запасом энергии и ценными свойствами.

Объектом исследований является кальцитоангидрит, получаемый путем взаимодействия измельчённого известняка и концентрированной серной кислоты, который может выступать заменой строительному гипсу.

Необходимо разработать автоматизированную систему управления данным технологическим процессом, а также предусмотреть возможность регулировать технологический процесс вручную.

В ходе работы будет разработана модель дозирования - емкость, в которой находится концентрированная 93 % серная кислота.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рогинский Г.А. Дозирование сыпучих материалов. – М.: Химия, 1978. – 167 с.
2. Голубятников В.А., Шувалов В.В. Автоматизация производственных процессов в химической промышленности. – М.: Химия, 1985. – 352 с.

ПРОГРАММНАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ ПРОТОКОЛА СИСТЕМЫ АВТОМАТИЗАЦИИ ТОКАМАКА КТМ ДЛЯ МИКРОКОНТРОЛЛЕРА

А.А. Дериглазов, В.М. Павлов, Ю.Н. Голобоков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050
E-mail: daa424@yandex.ru

Осуществление реакции термоядерного синтеза на установках типа токамак возможно только при использовании современных методов и средств автоматизации. Системы управления технологическим процессом (СУТП), реализованные на основе современных средств микропроцессорной техники и новых информационных технологий, обеспечивающие решение задач комплексной автоматизации, являются неотъемлемой частью термоядерных установок. Это связано с тем, что современные установки представляют собой сложные инженерно-технические комплексы, для нормальной работы которых необходима синхронная, безопасная и надежная работа всех технологических систем, входящих в их состав. Поэтому требуется объединение многочисленного оборудования в единый комплекс и создание условий обеспечения как безопасности работы персонала и сохранности техники, так и гибкости управления в сочетании с

представлением полной информации о режимах работы, состоянии оборудования и проводимых экспериментах.

В этой связи особое внимание следует уделить организации связи между функциональными модулями системы. Целью настоящей работы является разработка программного обеспечения канала связи с устройствами автоматизации КТМ, подключенными по последовательным интерфейсам и функционирующими под управлением микроконтроллера. Обмен информацией между функциональными модулями АСУТП осуществляется с использованием протокола собственной разработки «TICS». Протокол позволяет осуществлять взаимодействия с устройствами по последовательным каналам связи через интерфейсы RS-485 и RS-232 а также по сети Ethernet поверх протокола UDP/IP. Он позволяет передавать команды, сообщения об авариях и ошибках, а также осуществлять запись и чтение виртуального адресного пространства устройства с адресацией вплоть до 64 бит. Формат кадра данного протокола изображен на рисунке 1.

Сигнатура начала кадра	Адрес	Длина пакета в байтах	Порядковый номер пакета	Идентификатор типа пакета	Поле данных	Контрольная сумма
SIGN	ADDR	LEN	NUM	ID	DATA	CRC-16
1 байт	1 байт	1 байт	1 байт	1 байт	N байт	2 байта

Рисунок 1. Формат кадра протокола обмена данными между ведущей и ведомой ЭВМ

Главными отличительными особенностями данного протокола являются: надежность доставки, поддержка 64 битной адресации в пределах одной станции, поддержка 5 различных типов пакетов, максимальный размер переменной 63 байта, поддержка широковещательных передач.

Результатом работы является программная реализация сервера протокола «TICS» адаптированная для исполнения в устройстве на основе микроконтроллера и учитывающая его ограничения по объему памяти и вычислительной мощности.

РОБОТ, ОБЪЕЗЖАЮЩИЙ ПРЕПЯТСТВИЯ

К. А. Егоров, П. А. Горбачев, В.А. Горбачев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: kae3@tpu.ru

В настоящее время микропроцессорная техника достигла значительных высот. Сегодня роботов можно встретить повсеместно, начиная от бытовой техники и заканчивая промышленными предприятиями. Роботы широко используются людьми как в качестве помощников, так и для минимизирования участия человека в осуществлении опасных или рутинных (повторяющихся) действий.

Из всего многообразия задач, которые может реализовывать робот, был выбран тот, что способен выполнять уборку помещения, путем сбора пыли во время передвижения.

Робот-пылесос может производить уборку по определённому расписанию, либо по команде пользователя. Во время уборки робот самостоятельно движется по заданной поверхности, убирая с неё мусор. Встретив на пути препятствие, робот принимает решение о способе его преодоления на основе специальных алгоритмов. Ориентация в пространстве может осуществляться с помощью: дальномеров (ультразвуковых), контактных датчиков, инфракрасных датчиков (ИК) [1].

Был выбран способ применения ИК – сенсоров, так как они дешевы и просты в использовании.

Для осуществления поставленной задачи использовались следующие компоненты: платформа Arduino Uno на основе микропроцессора ATMEGA328P, два серво мотора S04NF [3], серво привод FS90 [2], а также сенсоры на основе четырех ИК диодов [4].

Алгоритм движения робота достаточно прост: робот воспринимает отраженное от поверхностей ИК излучение, если расстояние между роботом и препятствием велико, он не фиксирует этого отражения, но, если излучение все же отразилось обратно на датчик - это сигнал для робота, что впереди препятствие и необходимо изменить маршрут, робот останавливается. Сервопривод позволяет ему поворачивать сенсор на 180 градусов. При отсутствии препятствий слева и справа приоритетным является левое направление для продолжения движения.

В дальнейшем планируется дополнить алгоритм движения так, чтобы запоминался маршрут, и робот не проезжал два раз по одному и тому же месту.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Робот - пылесос [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://ru.wikipedia.org/wiki/Робот-пылесос> – 28.02.16.
2. Сервоприводы [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://wiki.amperka.ru/%D1%80%D0%BE%D0%B1%D0%BE%D1%82%D0%BE%D1%82%D0%B5%D1%85%D0%BD%D0%B8%D0%BA%D0%B0:%D1%81%D0%B5%D1%80%D0%B2%D0%BE%D0%BF%D1%80%D0%B8%D0%B2%D0%BE%D0%B4%D1%8B> – 15.03.16.
3. Подключение сервомотора к Ардуино [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://arduino-diy.com/arduino-servodvigateli-dzhoystik-dlya-upravleniya> – 23.03.16.
4. ИК-датчик препятствий для Arduino на базе фототранзистора [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://robocraft.ru/blog/arduino/529.html> – 06.04.16.

РАЗРАБОТКА IOS КОММУНИКАЦИОННОГО ПРИЛОЖЕНИЯ ПО ОТКРЫТОМУ ПОТОКОЛУ “ВЕДУЩИЙ-ВЕДОМЫЙ” TCP MODBUS

И.И. Елёскин, Ю.А. Чурсин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: elouskin@mail.com

В настоящее время мобильные устройства на базе операционной системы iOS являются вторыми по распространённости в мире и до сих пор наблюдается положительная динамика продажи данных устройств. Но при этом несмотря на вычислительные возможности данных устройств, их качество, мощность, по большому счету iOS устройства остаются платформой для развлекательных и социальных приложений. И основной идеей данной работы является использование возможностей и распространённости данной системы для работы, контроля и управления с различными устройствами технологическими объектами.

Взаимодействие с устройствами было построено на основе общего для мобильных и других интернет сетей протокола TCP/IP для возможности работы по Internet сети с мобильного устройства подключенного к сети через любого мобильного оператора. В связи с этим можно управлять устройством с любой точки мира, в зоне доступа беспроводной сети. При этом поиск подобных приложений не дал положительного результата, имеющиеся на данный момент приложения являются недоработанными и не имеют сформированного протокола передачи данных.

В качестве рабочего протокола был выбран Modbus. Выбор был обоснован открытостью и массовостью данного протокола, т.е. возможность настроить любое устройство на работу по данному протоколу,

возможностью работы с несколькими устройствами подключенных к одной точке доступа, а также относительной простотой его реализации.

Приложение было написано на языке программирования для Apple устройств Objective-C. Для реализации приложения было написано два варианта взаимодействия в сети Internet посредством подключения к устройству (клиентская часть) и посредством прослушки подключений от устройств (серверная часть). При подключении в качестве клиента при подключении к конкретному хосту создавался сокет, описывающий и дающий возможность взаимодействовать с удаленным устройством, далее посредством потоков производился обмен данными с устройством. При работе приложения в качестве сервера, при старте приложение начинало прослушивать все входящие подключения и создавать сокет для каждого из них.

Данное приложение, на выбор, может выполнять функции как ведомого, так и ведущего. В качестве ведущего приложение выполняет функции управления (записи), контроля (чтения) удаленных устройств. А в качестве, ведущего устройство может тестировать работу подобных устройств, или быть использованным для отладки устройств являющихся ведущими по протоколу Modbus.

В процессе выполнения работы обоснована целесообразность разработки программного обеспечения на данной платформе. Осуществлена программная реализация данного приложения, а также его тестирование с конкретными устройствами.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Modbus messaging on TCP/IP implementation guide, v1.0a [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.modbus-IDA.org> – June 4, 2004 – 46 p.

МЕТОД ПОСТРОЕНИЯ БАЗИСА ВЕЙВЛЕТ-ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ДЛЯ ЗАДАЧ УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ДИНАМИЧЕСКОЙ ТОЛЩИНОМЕТРИИ

В.Г. Ефимов, А.Н. Галахов, А.Г. Митин

АО Федеральный научно-производственный центр «Алтай»

Россия, г. Бийск, ул. Социалистическая, 1, 659322

E-mail: def@frpc.secna.ru

Основной характеристикой процесса горения высокоэнергетических композиционных материалов является скорость. Процедуры ее измерения должны быть бесконтактными, т.е. не оказывать влияния на процесс горения. Ультразвуковой метод определения скорости наиболее полно отвечает требованиям обеспечения высокой точности, дистанционности, безопасности, дешевизны, автоматизации обработки результатов испытаний и является объектом повышенного внимания в зарубежных исследованиях [1,2]. Дальнейшее развитие метода ориентировано на совершенствование алгоритмов выделения зашумленной временной координаты эхо-импульса, отраженного от горячей поверхности материала.

По сравнению с алгоритмами обработки с жестко фиксированной логикой (пороговым, корреляционным) вейвлет – анализ, как «математический микроскоп» имеет хорошие фильтрационные свойства и позволяет сфокусировать внимание на выделение нужного информативного параметра регистрируемого сигнала. Кроме того, ценность вейвлет-анализа заключается в возможности для исследователя создавать вейвлетные базисы, наиболее приспособленные к решению собственных задач.

В работе показано, что вейвлетный базис, синтезированный на основе ультразвукового импульса по ГОСТ 23702-90 и временная локализация максимума вейвлетного спектра обеспечивают большую

устойчивость к влиянию шумов, чем принятая в [3] процедура выделения по точке перехода сигнала через ноль между главным максимумом и минимумом.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Хасегава К., Хори К. Новый метод измерения скорости горения твердого топлива с помощью ультразвука // Физика горения и взрыва. — 2010. — № 2. — С. 79-87.
2. Kurabayashi H., Sato A., Yamashita K., Nakayama H., Hori K., Honda M., Hasegawa K. Ultrasonic Measurements of Burning Rates in Full-Size Rocket Motors // Progress in Propulsion Physics. — 2011. — № 2. — Pp. 135-148.
3. Коти Ф, Ерейдес Ч. Ультразвуковой метод измерения скорости горения: ошибки, шумы и чувствительность // Физика горения и взрыва. — 2000. — №1. — С. 59-67.

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ АППАРАТА ГИДРОФТОРИРОВАНИЯ ПРОИЗВОДСТВА ГЕКСАФТОРИДА УРАНА

А.С.Забанов, Н.С.Креницын

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: www.zabana@mail.ru

На Сублиматном заводе АО «Сибирский химический комбинат» в рамках создания нового конверсионного производства планируется ввод в постоянную эксплуатацию узла гидрофторирования. Схема получения гексафторида урана с предварительной обработкой исходной закиси-оксида урана газообразным фтористым водородом значительно уменьшает расход дорогостоящего элементарного фтора, по сравнению с применяемой в нашей стране схемой с прямым фторированием, что экономически выгодно и оправдывает ее конструктивное усложнение. Проведение необходимых для настройки контуров управления экспериментов на действующей установке неоправданно, поскольку сопряжено с большими временными и материальными затратами.

В данной работе были произведены исследования взаимодействия фтороводорода с закисью-окисью урана, гидродинамики взвеси и газа и тепловых процессов, происходящих в аппарате. На основании этого были разработаны пространственно-распределенная модель гидрофторатора по высоте реторты и сосредоточенная модель испарителя фтороводорода. Модель содержит уравнение закона действующих масс для описания кинетики взаимодействия веществ, уравнения скоростей твердых частиц и газа при противоточной их подаче и уравнение распределения температуры по всей длине аппарата, учитывая теплообмен со стенками аппарата.

На разработанной модели будут проведены исследования режимов работы установки, а также получены данные для дальнейшего синтеза системы автоматического управления технологическими процессами, протекающими в испарителе и гидрофтораторе.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Чулков Н.А. Исследование взаимодействия закиси-оксида урана с фтористым водородом [Текст] : дис. ... канд. техн. наук / Чулков Николай Александрович. – Томск, 1973. – 118 с.
2. Фролов, А. Г. Исследование процесса улавливания фтора, фтороводорода и гексафторида урана из хвостовых технологических газов сублиматного производства в реакторе комбинированного типа на окислах урана [Текст] : дис. ... канд. техн. наук / Фролов Александр Гаврилович. – Томск, 1973. – 197 с.

СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ СИСТЕМ АВТОМАТИЧЕСКОГО УПРАВЛЕНИЯ АСТАТИЧЕСКИМИ ОБЪЕКТАМИ

Ю.С. Захарова, В.Ф. Дядик

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ysz1@tpu.ru

Применение систем автоматического управления (САУ) высокой динамической точности позволяет существенно повысить экономичность, надежность и долговечность работы технологического оборудования. При синтезе САУ решаются две основные задачи: выбор закона регулирования и настройка его коэффициентов.

В данной работе проведены исследования по настройке ПИ и ПИД регуляторов для астатических объектов. Исходные объекты описываются такими моделями, как идеальное интегрирующее звено с запаздыванием, реальное интегрирующее звено первого порядка с запаздыванием, реальное интегрирующее звено второго порядка с запаздыванием.

Синтезированы формулы для оценки прямых показателей качества переходных процессов САУ астатическими объектами по возмущающему воздействию. Формулы основаны на использовании значений управляемой координаты в разомкнутом контуре за определенный промежуток времени, названный интервалом наблюдения (T_n). Проведено моделирование САУ в СКМ Matlab с настройкой ПИ и ПИД регуляторов по пяти различным методикам: Копеловича [1], Копеловича-Шаркова [1], Аперидической устойчивости [2], Скогестада [3], Амиго [4].

Предложено применять методы, разработанные для параметрического синтеза САУ при описании астатического объекта идеальным интегрирующим звеном с запаздыванием, при синтезе САУ объектами, описываемыми реальными интегрирующими звеньями первого и второго порядков. При этом величину запаздывания в эквивалентной идеальной модели объекта необходимо увеличивать на величину постоянной времени, либо на сумму двух постоянных времени соответственно. При синтезе методом Скогестада САУ объектом, описываемым реальным интегрирующим звеном второго порядка, рекомендовано увеличивать постоянную времени эквивалентной модели первого порядка на значение второй постоянной времени.

В процессе моделирования определены прямые показатели качества переходных процессов САУ астатическими объектами, на основании которых, сделаны выводы о том, какую методику настройки ПИ и ПИД регуляторов для определенного объекта целесообразнее использовать с целью достижения наилучших показателей качества.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. А.А. Шарков и др. Автоматическое регулирование и регуляторы в химической промышленности. – М.: Химия, 1990. – 237 с.
2. Гурецкий Х. Анализ и синтез систем управления с запаздыванием. – М.: Машиностроение, 1974. – 328 с.
3. Rivera D.E., Morari M., Skogestad S. Internal model control. 4. PID controller design // Industrial & Engineering chemistry, Process design and development, Vol. 25, N 1, 1986. – 252-265 p.
4. Panagopoulos H., Åström K.J., Hägglund T. Design of PID controllers based on constrained optimization // IEE Proceedings – Control, Theory and Applications, Vol. 149, N. 1, 2002. – p. 32-40.

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ХРАНЕНИЯ ДАННЫХ ДЛЯ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА МОДЕЛИРОВАНИЯ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ

А.М. Захаров, А.В. Обходский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: amz2@tpu.ru

Программные комплексы для расчета свойств атомных структур материалов оперируют большими наборами разнородной информации. При проведении расчетных экспериментов формируются большие наборы данных с результатами и вспомогательными метаданными, в связи с этим возникают трудности организации эффективных средств доступа и хранения сверхбольших наборов неоднородных данных. Нашим научным коллективом реализуется проект по созданию программного комплекса для моделирования свойств материалов на основе редкоземельных металлов и исследования их характеристик в условиях высоких нагрузок. В состав программного комплекса интегрирована система хранения данных (СХД) на основе единой информационной сети. Экспериментальные данные формируются и сохраняются в СХД отдельного пользователя и синхронизируются с внешним централизованным хранилищем.

Для создания информационной сетевого хранилища используется выделенный файловый сервер предоставляющим всем пользователям доступ к ресурсам памяти при помощи набора сетевых протоколов ТСР/ПР [1]. Физическая организация СХД включает подсистемы – сетевые ресурсы хранения данных и локальные ресурсы ЭВМ пользователя. Сетевые ресурсы СХД включают в себя центральный сервер хранения данных и вспомогательный сервер резервирования. Каждая подсистема состоит из двух серверов: файл-сервера и сервера системы управления базой данных.

Протокол взаимодействия программных компонентов системы хранения данных предусматривает единый формат обмена данными на основе унифицированного транспортного файла [2]. Для функционирования СХД и работы с файл-сервером функционал СУБД был расширен при помощи хранимых процедур. Работа с данными на ЭВМ пользователя осуществляется при помощи клиентской программы, которая предоставляет доступ к ресурсам памяти СХД доступным на ЭВМ пользователя и на сетевых серверах.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации. Соглашение о предоставлении субсидии RFMEFI57814X0095 от 28.11.2014 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Deng Y. Deconstructing Network Attached Storage systems // Journal of Network and Computer Applications. – 2012. – V. 32, № 5. – P 1064–1072.
2. Catani L. An XML – based communication protocol for accelerator distributed controls // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. – 2008. – S A. – V 586, № 3. – P. 444–451.

ДИАГНОСТИКА И ОПТИМИЗАЦИЯ РАБОТЫ КАСКАДА ЦЕНТРОБЕЖНЫХ ЭКСТРАКТОРОВ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ С РБН

Е.П. Зеленецкая

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: zeka@tpu.ru

Одним из важных факторов, влияющим на эффективность использования экстракционных схем в технологиях переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ), является радиационная устойчивость

экстрагента к повышенным дозам излучения. Многочисленные работы, направленные на оценку влияния радиационных нагрузок показали, что при длительном воздействии ионизирующего излучения (ИИ) на экстракционные системы происходит не только уменьшение коэффициента очистки целевых компонент от осколков деления и снижение полноты их выделения в конечные продукты, но и так называемое «разрушение» экстрагента на стадиях экстракции, промывки и реэкстракции. Более того, при переработке ОЯТ с реакторов на быстрых нейтронах (РБН), радиационная нагрузка на имеющиеся экстракционные системы возрастает в сотни раз за один многоступенчатый цикл.

Относительно простым в реализации путём снижения негативного влияния ИИ на экстрагент при переработке высокоактивных растворов, является использование экстракционной аппаратуры с малым временем контакта фаз, в качестве которой может являться центробежный экстрактор. При этом возникает необходимость в проведении экспериментальных исследований по отработке экстракционных технологий, так как ввод нового или дополнительного оборудования в имеющуюся экстракционную схему вносит существенные изменения в технологии. Проведение подобного рода исследований весьма затруднительно, так как производство по переработке ОЯТ с любых реакторных установок относится к объектам высокой опасности. В связи с этим наиболее целесообразно проводить экспериментальные изыскания с применением компьютерных моделей.

В настоящей работе представлена динамическая компьютерная модель, позволяющая создавать экстракционные схемы на основе центробежных экстракторов практически любой сложности. Данная модель позволяет выполнить полноценную диагностику построенного каскада, за счет реализации не только стационарных, но и пусковых режимов работы каскада. Наряду с этим имеется возможность внесения изменений в протекающие процессы, например, изменение температуры или концентрационного состава исходных реагентов, а так же введение дополнительных потоков в органическую или водную фазы. Помимо этого, реализована возможность графического представления распределения концентрационного состава целевых компонент, как в экстракторе, так и по каскаду в целом.

Данная работа направлена на определение в процессе диагностики собранной экстракционной схемы или узла, оптимального режима работы имеющихся в технологических схемах экстракционных каскадов, с целью обеспечения максимальной очистки целевых компонент от продуктов деления, минимизации вероятности захвата целевых компонент какой-либо из фаз, а так же определения минимального количества циклов для обеспечения полного извлечения целевых компонент.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО МОДУЛЯ РАСЧЕТА ГЕОМЕТРИИ АТОМНЫХ СТРУКТУР

А.А. Золотарев, А.В. Обходский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: art707@tpu.ru

Для синтеза новых материалов с заданными свойствами необходимо знать их структурные особенности, основные свойства и характеристики. Применение компьютерного моделирования и численных методов расчета позволяет получить большое количество данных об атомной структуре и свойствах материалов перед проведением экспериментальных исследований.

Для компьютерного моделирования и расчета свойств молекул методом Хартри-Фока-Рутаана необходимо знать координаты каждого атома в декартовом пространстве. Вследствие этого ведется разработка

программного обеспечения формирующего координаты атомов в молекуле на основе структурной формулы молекулы методами молекулярной механики и оптимизации ее геометрии.

Метод молекулярной механики позволяет находить геометрические характеристики и энергии многоатомных систем. В рамках метода молекулярной механики полная энергия исследуемой структуры представляет собой сумму энергетических термов: энергия химического взаимодействия, энергия валентных углов, энергия торсионного взаимодействия, энергия ван-дер-ваальсового взаимодействия, энергия электростатического взаимодействия. В основе метода молекулярной механики лежит следующая математическая модель: атомы представляются в виде шаров, связанных между собой пружинами или стержнями. Энергии длин связей и валентных углов описываются законом Гука [1].

Оптимизация молекулярной геометрии позволяет изучить структуру молекулы и ее энергию в свободном состоянии. Суть оптимизации геометрии заключается в повторном (многократном) вычислении энергии молекулы и вариации структурных параметров так, чтобы достичь структуру, соответствующей минимуму полной энергии молекулы. Вариация обычно включает в себя первоначальный расчет энергии при начальной структуре, оценку градиента энергии, выбор новых структурных параметров на основе информации о градиенте, и проверку выполнения условий прекращения процесса оптимизации [2].

В результате было разработано программное обеспечение, которое формирует структурную формулу молекулы, проверяет ее на корректность, устанавливает начальные координаты атомов в молекуле и проводит оптимизацию начальной геометрии. Полученные координаты атомов являются исходными данными для расчетов методом Хартри-Фока-Рутаана.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации. Соглашение о предоставлении субсидии RFMEFI57814X0095 от 28.11.2014 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Игнатов С.К. Квантово-химическое моделирование молекулярной структуры, физико-химических свойств и реакционной способности. – Нижний Новгород.: ННГУ, 2007 – 84 с.
2. Блатов В.А. Полуэмпирические методы квантовой химии. – Самара.: Универс-групп, 2005 – 32 с.

РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМ ПРОЦЕССОМ ПОЛУЧЕНИЯ КАЛЬЦИТОАНГИДРИТА

Е.С. Китаева, А.А. Денисевич

Томский политехнический университет, 63405, Россия, г. Томск,

пр. Ленина, 30, e-mail:esk15@tpu.ru

Цель работы состоит в возможности использования отходов производства и потребления.

В настоящее время производство на предприятиях металлургической и энергетической промышленности сопровождается выбросами в атмосферу серосодержащих газов. Разработаны технологии по обезвреживанию и получению различных строительных материалов из этих газов, а при переработке серосодержащих газов образуется концентрированная серная кислота.

Для добычи руды приходится закупать строительный гипс для заполнения пустот в пластах почвы, после извлечения руды.

В результате химического взаимодействия по уравнению (1) образуется безводный твердый сульфат кальция, названный кальцитоангидритом (КА), газообразные углекислый газ и вода.



КА может выступать заменой строительному гипсу [1].

Участвующий в реакции известняк с содержанием CaCO_3 86,5 % должен подаваться с избытком в количестве 50 % относительно стехиометрически необходимого при температуре реакции выше 100 °С (от 105 до 150 °С).

Рассмотрены методы дозирования расхода известняка.

- Объемный метод дозирования
- Весовой метод дозирования
- Дозирование с коррекцией по заданному параметру [2].

В результате проделанной работы разработано математическое описание дозирования сыпучего вещества шнековым питателем и произведено компьютерное моделирование.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ю.М. Федорчук Закон энергосбережения – вовлечение в круговорот энергетических и материальных вторичных ресурсов. г. Томск [электронный ресурс]: <http://www.lib.tpu.ru/fulltext/v/Conferences/2010/K02/4059.pdf>
2. Рогинский Г.А. Дозирование сыпучих материалов. – М.: Химия, 1978.- 167 с.

«УМНЫЙ ЗАМОК» НА ОСНОВЕ ARDUINO UNO

Р.А. Кондратенко, М.А. Гуляев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: roman.kondratenko.1996@mail.ru

Для того, чтобы обезопасить помещение от проникновения, было решено разработать устройство, которое будет оповещать охранный пункт по SMS сообщению о том, что помещение закрыто или открыто. В случае если дверь открыта, приходит SMS оповещение о том, что требуется закрыть дверь.

Это изобретение сделает производственный процесс более безопасным. Данный гаджет не будет таким затратным, как другие приборы охранного типа.

Разработанное устройство представляет собой образец, который состоит из следующих компонентов: плата Arduino Uno ^[1], GSM-модуль GPRS-shield (SIM900R) ^[2]. Программа написана в среде Arduino IDE ^[3], в которой реализовано получение SMS – оповещение.

В качестве объекта разработки был выбран «Умный замок» ^[4]. Устройство позволяет осуществлять охранный контроль помещения на основе получения информации от электрической кнопки, встроенного в замочную скважину. При срабатывании кнопки сигнал подаётся на GPRS модуль, а модуль соответственно отправляет SMS сообщения на охранный пункт. Питание производится как от NiMH-аккумулятора «Крона»^[5], так и от сети с помощью импульсного блока питания с USB-разъёмом^[6].

В ходе выполнения проекта была проведена работа с Arduino и с GPRS Shield, которая реализовала устройство «Умный замок». Мы произвели сборку и демонстрацию нашего гаджета. Наше устройство станет незаменимой вещью, которая обезопасит любое помещение.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Arduino Uno. [Электронный ресурс].- Режим доступа <http://amperka.ru/product/arduino-uno> – 12.04.16
2. GPRS Shield. [Электронный ресурс].- Режим доступа: <http://amperka.ru/product/arduino-gprs-shield> – 12.04.16
3. Arduino IDE. [Электронный ресурс].- Режим доступа: <https://www.arduino.cc/en/Main/Software> – 12.04.16
4. «Умный замок ». [Электронный ресурс].- Режим доступа: <http://www.techlicious.com/guide/5-futuristic-smart-locks-for-your-home/> – 11.04.16
5. NiMH-аккумулятор «Крона». [Электронный ресурс].- Режим доступа: <http://amperka.ru/product/nimh-krona-battery> – 12.04.16

6. Импульсный блок питания с USB-разъёмом. [Электронный ресурс].- Режим доступа: <http://amperka.ru/product/usb-power-plug> – 12.04.16

СИСТЕМА ПРЕЦИЗИОННОГО ПОЗИЦИОНИРОВАНИЯ

Я. А. Кондрашев, Ю.А. Чурсин, В.А. Курочкин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: carloskane@mail.ru

В современных системах исследования и автоматизации часто возникает проблема точного задания положения детали. Так в работе сканирующего датчика нужно точное задание координат для корректного считывания формы. Для решения данной проблемы применяют системы прецизионного позиционирования.

В системе позиционирования можно выделить две основные части механическую и электронную. Система позиционирования двухосевая. Движение осуществляется с помощью шаговых двигателей путём червячной передачи. В установке используются шаговые двигатели Nema17[1].

Аппаратная часть в системе позиционирования включает в себя микроконтроллер Atmega 16[2], драйвер L298[3] и два реле. Микроконтроллер выполняет связующую функцию между компьютером и двигателями, преобразовывая введённые координаты в количество шагов. Драйвер служит для усиления сигнала, подаваемого с микроконтроллера, а система реле передаёт сигнал на один из двух двигателей. Взаимосвязь элементов представлена на рисунке 1.

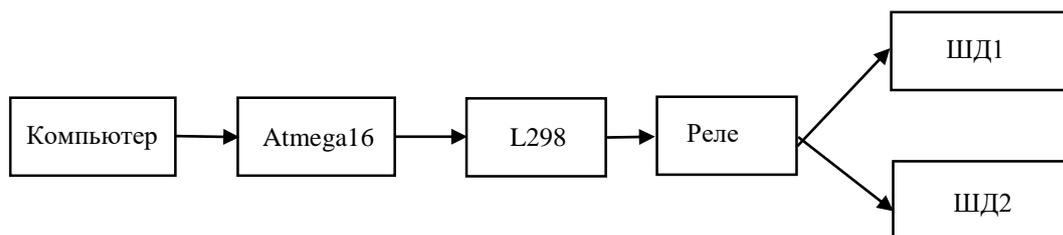


Рисунок 1. Взаимосвязь элементов электронной части

В результате получаем систему, которая способна обеспечить точность позиционирования 0.01 мм, при невысокой цене.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дatasheet на Nema 17. [Электронный ресурс].- Режим доступа:<http://www.pbcllinear.com>
2. Download/DataSheet/Stepper-Motor-Support-Document.pdf
3. Atmega 16. [Электронный ресурс].- Режим доступа: <http://www.gaw.ru/html.cgi/txt/ic/Atmel/micros/avr/atmega16.htm>
4. L298. [Электронный ресурс].- Режим доступа: https://www.sparkfun.com/datasheets/Robotics/L298_H_Bridge.pdf

СРЕДСТВА ВИЗУАЛИЗАЦИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ СВОЙСТВ АТОМНЫХ СТРУКТУР

С.Г. Кузнецов, А.В. Обходский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: art707@tpu.ru

Визуализация экспериментальных данных реализует процесс представления текстовой и числовой информации с помощью компьютерной программы в наглядном виде, который представляется возможным

благодаря использованию компьютерной графики [1]. Компьютерная графика позволяет показать протекающие физические процессы наглядно, что помогает понять, как именно протекает моделируемый процесс [2].

В ходе проекта были разработаны алгоритмы и структура программы визуализации, которая выполняет функции чтения и обработки массивов данных, содержащих сведения о положении объектов атомных структур и их связях, и обеспечивает возможность изменения свойств объектов и их связей, построение графиков по полученным данным с возможностью выбора отображаемых параметров, интерактивную настройку графиков.

Результаты работы программы визуализации показаны на рисунках 1 и 2.

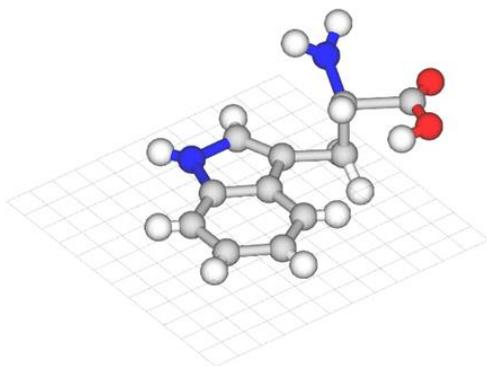


Рисунок 1. Результат визуализации молекулы триптофана



Рисунок 2. Результат построения графика

Все алгоритмы программы включают проверку на возможность визуализации, а также проверку вводимых пользователем данных во избежание ошибок в работе программы.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации. Соглашение о предоставлении субсидии RFMEFI57814X0095 от 28.11.2014 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Паклин Н.Б., Орешков В.И. Визуализация данных. Бизнес-аналитика. От данных к знаниям. - 2-е изд. – СПб.: Питер, 2013. – 173 с.
2. Эйнджел Э. Интерактивная компьютерная графика. Вводный курс на базе OpenGL, 2 изд. Пер. с англ. – М., Вильямс, 2001.

РЕАЛИЗАЦИЯ РЕШАТЕЛЯ ODE23S В ПРОГРАММНОМ СРЕДСТВЕ SIMSAR, МОДЕЛИРУЮЩЕМ ПРОЦЕССЫ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

К.В. Ларина, Ю.А. Чурсин

Научный руководитель: Чурсин Ю.А., доцент

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: kslar.27@gmail.com

Сущность методологии компьютерного моделирования состоит в замене исходного технологического объекта его математической моделью и в дальнейшем изучении модели с помощью реализуемых на компьютерах вычислительно-логических алгоритмов. Наиболее предпочтительным методом реализации моделей является предметно-ориентированный подход, при котором реализация моделей отдельных аппаратов осуществляется в виде программного кода, а модели аппаратов и технологического оборудования соединяются графическим способом.

Основные установки и процессы (в общем случае нелинейные) ядерного топливного цикла (ЯТЦ) могут анализироваться в упрощенном виде в формате Коши. При этом правые части систем дифференциальных уравнений, для каждой модели в отдельности, могут быть приведены в виде функций, написанных на языке С или С++. Решение систем осуществляется, как правило, единым решателем (инструментом для решения дифференциальных уравнений моделей), позволяющим делать это различными способами.

Объектом исследования является проект SimSAR, разработанный в среде проектирования Qt Creator. Данный проект реализует графическое приложение для синтеза схем из предложенных элементов, описывающих ЯТЦ, и выполнения расчетов этих схем при выбранном шаге, времени и режиме вычисления. Целью работы является реализация решателя для SimSAR, направленного на решение жестких систем дифференциальных уравнений.

Реализованные в проекте SimSAR решатели ode1 (метод Эйлера) и ode45 (метод Рунге-Кутты) дают хорошие результаты при решении нежестких систем, но имеют значительно худшие результаты для жестких систем. С целью преодоления сложившейся проблемы был реализован решатель ode23s (модифицированный метод Розенброка), который подходит для решения как жестких, так и нежестких систем. Решатель ode23s представляет собой тройку модифицированных неявных методов Розенброка третьего и второго порядков с контролем ошибок для жестких систем. Он выполняет переход от текущего рассчитываемого значения к последующему при помощи метода второго порядка (то есть без локальной экстраполяции) и контролирует локальную ошибку, взяв разницу между численными решениями третьего и второго порядков [1].

В результате проделанной работы было улучшено программное средство SimSAR, разработанное сотрудниками кафедры ЭАФУ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. R. Ashino, M. Nagase, R. Vaillancourt. Behind and beyond the Matlab ODE suite. – 2000. – 12, 13 с.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫПАРНОГО АППАРАТА

П.П. Локтюшин, А.А. Полосин, С.Н. Ливенцов

Томский Политехнический университет

Россия, Томск, ул. Ленина. 30, 634050

E-mail: p.p.loktushin@gmail.com

В данной работе рассмотрена проблема физического и математического моделирования выпарного аппарата. Проблема выпаривания растворов связана с термодинамикой, теплофизикой, тепло- и массопереносом, гидродинамикой одно- и многофазных систем, конструированием, технологией и экономикой. [1] Одним из самых распространенных аппаратов в атомной, химической и пищевой промышленности, предназначенный для концентрирования растворов различных веществ путём испарения растворителя является выпарной аппарата с естественной циркуляцией и выносной греющей камерой. Физическая модель выпарного аппарата выполнена в прозрачном варианте и оснащена системой контроля температуры, давления и расхода растворов в разных точках. Кроме того, предусмотрено точное дозирование исходного и конечного растворов и подводимого тепла (рис. 1).

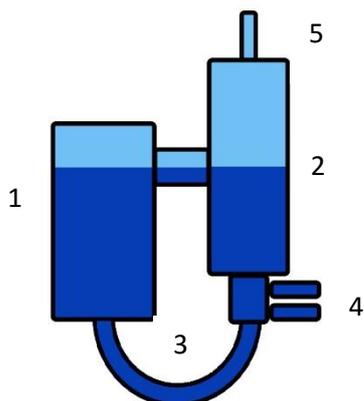


Рисунок 1. Принципиальная схема выпарного аппарата с выносной греющей камерой, 1 – греющая камера, 2 – сепаратор, 3 – соединяющий патрубков, 4 – подача и забор жидкости, 5 – паротвод

Основное отличие данной физической модели от известных [2] – возможность измерения скорости потока при его циркуляции. В докладе приводятся характеристики и описание процессов, происходящих в аппарате, анализ принципов аппаратного оформления процесса выпаривания, классификация аппаратов в зависимости от конструктивных особенностей и технических решений. Произведен сравнительный анализ возможных способов моделирования и выбор наиболее рационального с позиции экспериментального определения зависимостей, необходимых для решения задач расчета, проектирования и синтеза алгоритмов оптимального управления.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Таумбан Е.И. Выпаривание (Процессы и аппараты химической и нефтехимической технологии) – М.: Химия, 1982. – 328 с.
2. Лабораторный выпарной стенд с автоматизированной системой управления/ Гофман Ф.Э. [и др.] // Химическая технология. – 2012. – №9. – С.565–570.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ОТГОНКИ КАДМИЯ

В.А. Малиновская, О.В. Егорова, В.А. Нефедов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: valentina2845@rambler.ru

При внедрении новой технологической схемы важным моментом является ее соответствие требованиям безопасности и возможность управления ей. Оценивать насколько выполняются данные требования нецелесообразно по уже созданной схеме, так как это может привести к непредвиденным последствиям. Для определения действительного поведения разработанной технологической схемы создается математическая модель.

Настоящая работа посвящена разработке математической модели технологического процесса отгонки кадмия стадии пирохимической переработки СНУП ОЯТ для программного комплекса «Код оптимизации и диагностики технологических процессов», предназначенного для имитации работы технологической схемы ПЯТЦ с целью исследования работоспособности, управляемости и оптимизации как отдельных процессов, узлов и установок, так и технологической схемы ПЯТЦ, а также систем контроля и управления элементами схемы и ПЯТЦ в целом.

После электрорафинирования стадии пирохимической переработки СНУП ОЯТ в катодном осадке наряду с тяжелыми актинидами, содержится кадмий, который необходимо устранить. Операцию отгонки кадмия из катодного осадка предполагают проводить методом вакуумной дистилляции [1] в защитной камере с инертной атмосферой (аргон). Модуль разрабатывалась для опытного образца аппарата отгонки кадмия.

При разработке математической модели составлены классификация основных переменных и информационная структура модели, определено ее назначение, приняты допущения и составлено математическое описание. Математическое описание модели получено на основе условий фазового равновесия в системе жидкость-пар, закона Дальтона-Рауля, термодинамических закономерностей, материального и теплового балансов в виде систем дифференциальных и алгебраических уравнений с решением их численными методами [1, 2]. К основным переменным, характеризующим процесс относятся массы исходного сплава, кубового остатка и дистиллята; массовый расход пара на выходе конденсатора; концентрации компонентов в исходном сплаве, кубовом остатке, дистилляте и вторичном паре на выходе конденсатора; остаточное давление в аппарате; температуры исходного сплава, кубового остатка и дистиллята соответственно; мощности электронагревателей в зоне испарения и конденсации.

В дальнейшей работе планируется провести исследование адекватности разработанной математической модели с использованием среды Matlab.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дытнерский Ю.И. Процессы и аппараты химической технологии, часть 2 - Массообменные процессы и аппараты, - М.: Химия, 1995. - 366 с.
2. Френкс Р. Математическое моделирование в химической технологии. - М.: Химия, 1971. - 272с.

МОДУЛЬ РЕШАТЕЛЯ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА МОДЕЛИРОВАНИЯ СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ

К.А. Мамаев, А.В. Обходский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: art707@tpu.ru

Для синтеза новых материалов с заданными свойствами применяется компьютерное моделирование с использованием различных методов расчета. Такой подход позволяет сократить затраты на экспериментальные исследования.

С точки зрения использования вычислительных ресурсов и памяти моделирование свойств материалов на молекулярном уровне представляет собой высокоинтенсивную и объемную задачу. Процесс моделирования занимает значительное время. В целях оптимизации времени моделирования возможно применение параллельных вычислений.

Суть параллельных вычислений заключается в одновременном выполнении независимых друг от друга подзадач одной общей задачи. Параллельность вычислений на современных компьютерных системах позволяет реализовать параллельная архитектура процессоров. Наибольший интерес представляет GPU (от англ. Graphic Processor Unit) или же графический процессор, который наиболее приспособлен для выполнения параллельных алгоритмов. Существует несколько программных решений, позволяющих реализовывать собственные алгоритмы на графических процессорах, однако, наибольшее распространение получила CUDA (от англ. Compute Unified Device Architecture).

При рассмотрении методов моделирования свойств материалов, в частности, метода Хартри-Фока-Рутаана, можно однозначно и явно выделить этап наиболее интенсивных расчетов – это расчет двухэлектронных интегралов [1]. Количество необходимых для расчета двухэлектронных интегралов может исчисляться тысячами в зависимости от сложности молекулы. Использование параллельных алгоритмов расчета этих интегралов позволяет сократить временные затраты на этом этапе [2].

В результате было разработано программное обеспечение, которое рассчитывает двухэлектронные интегралы с использованием графического процессора. На базе программного обеспечения также решаются задачи оптимизации использования ресурсов при расчетах. Полученные результаты используются в дальнейшем для исследования свойств изучаемых материалов.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации. Соглашение о предоставлении субсидии RFMEFI57814X0095 от 28.11.2014 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Peter M. W. Gill, Martin Head-Gordon, John A. Pople // An efficient algorithm for the generation of two-electron repulsion integrals over gaussian basis functions // International Journal of Quantum Chemistry, 1989, Volume 36 Issue S23, Pages 269 – 280.
2. Ufimtsev, I., Martinez, T.: Graphical processing units for quantum chemistry. Computing in Science Engineering 10(6), 26–34 (2008).

ОПИСАНИЕ И РАЗРАБОТКА СРЕДСТВ МОДЕЛЬНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА ПО БАЛАНСИРОВКЕ НАГРУЗКИ В РАСПРЕДЕЛЕННЫХ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫХ СИСТЕМАХ

А.Е. Нагиев¹, А.И. Шерстнёва¹, И.А. Ботыгин¹, Н.Ю. Галанова²

¹ Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050,

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

E-mail: andrew_nagiev09@mail.ru

Последние годы все более активно развиваются распределенные вычислительные системы (РАС) [1, 2]. Эти системы представляют собой множество территориально распределенных вычислителей, с помощью которых решаются проблемы выполнения вычислительно-емких задач, допускающих параллельную обработку. Преимуществом РАС является возможность быстрого наращивания производительности за счет динамического подключения дополнительных вычислительных узлов. Однако, такие системы имеют ряд недостатков: сложность обеспечения эффективного распределения нагрузки между узлами, ненадежность каналов связи и другие. [3]

В настоящем докладе рассматриваются результаты модельного эксперимента по динамической балансировке (динамическое подключение дополнительных вычислителей) нагрузки (БН) в РАС, эффективная реализация которой позволяет программно повысить производительность системы.

При проведении программного эксперимента была спроектирована РАС, которая состоит из:

- 1) Имитатора терминалов, посылающего запросы на обработку в отдельных потоках.
- 2) Специального буфера запросов, который накапливает принятые запросы и формирует очередь для дальнейшей их обработки системой. После обработки каждый запрос удаляется.
- 3) Основного центра управления (ОЦУ), задача которого состоит в обработке хранящихся в буфере запросов. Запросы обрабатываются в порядке поступления.

4) Диспетчеров, которые динамически подключают дополнительные центры управления (ДЦУ) и перераспределяет хранящиеся в буфере запросы между ними.

5) Дополнительных центров управления, которые запускаются диспетчерами и представляют собой дополнительные вычислители. ДЦУ предназначены для обработки поступающих от диспетчеров запросов. После обработки полученных запросов ДЦУ закрываются.

С повышением частоты отправки запросов от имитатора, ОЦУ не успевает обрабатывать поступающие запросы, что приводит к тому, что они начинают накапливаться в буфере. При достижении определенного (задаваемого программно) количества хранимых запросов в буфере, начинают работу в отдельных потоках диспетчеры. Они динамически, также в отдельных потоках, запускают дополнительные центры управления, задача которых сводится к обработке хранимых в буфере запросов. Количество ДЦУ ограничивается частотой поступления запросов для обработки и наличием дополнительных вычислительных мощностей в системе. Дополнительные центры управления увеличивают быстродействие распределенной вычислительной системы до требуемого уровня.

Описанный метод динамического подключения ресурсов позволяет значительно повысить производительность и гибкость системы, которая, в отличие от системы с классическим серверным решением, способна работать при значительном повышении частоты поступающих на обработку запросов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Э. Таненбаум, М. ван Стеен. Распределенные системы. Принципы и парадигмы – СПб.: Питер, 2003. – 877 с.
2. Введение в распределенные системы // НОУ «ИНТУИТ» [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.intuit.ru/studies/courses/1115/177/lecture/4778>. – 11.02.16.
3. Косяков М.С. Введение в распределенные вычисления. – Санкт-Петербург: НИУ ИТМО, 2014. – 155 с.
4. Исследование стратегий балансировки нагрузки в системах распределенной обработки данных // КиберЛенинка [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://cyberleninka.ru/article/n/issledovanie-strategiy-balansirovki-nagruzki-v-sistemah-raspredelennoy-obrabotki-dannyh>. – 23.11.15.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ФИЛЬТРАЦИИ КАДМИЯ

В.С. Нефедов, В.А. Малиновская, О.В. Егорова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: nefedov.vs@gmail.com

В процессе проектирования узла в новой технологической цепочке необходимо учитывать его соответствие поставленным задачам, требованиям безопасности, а также экономической целесообразности. В виду уникальности разрабатываемого объекта, использование в качестве него типового элемента не представляется возможным. Для подбора оптимальных конструкционных параметров и проверки функционирования будущего узла технологической цепочки разрабатывается математическая модель.

Настоящая работа посвящена разработке математической модели технологического процесса фильтрации расплава кадмия стадии пирохимической переработки ШУП ОЯТ для программного комплекса «Код оптимизации и диагностики технологических процессов», предназначенного для имитации работы технологической схемы ПЯТЦ с целью исследования работоспособности, управляемости и оптимизации как отдельных процессов, узлов и установок, так и технологической схемы ПЯТЦ, а также систем контроля и управления элементами схемы и ПЯТЦ в целом.

Объект моделирования представляет собой фильтр, т.е. емкость с фильтровальной перегородкой, которая пропускает через себя фильтрат и задерживает на своей поверхности осадок из примесей - продуктов

катодного восстановления, которые направляются для дальнейшей переработки с целью возвращения регенерированного топлива в ядерный реактор. Очищенный кадмий возвращают в электролизер.

При создании математической модели был проведен анализ литературы на соответствующую тему, в рамках которого определены ключевые моменты при проектировании фильтров. Составлена классификация основных переменных и информационная структура, определено назначение модели, приняты допущения. Математическое описание модели составлено на основе закона Дарси о фильтрации жидкостей и газов в пористой среде, условий массового баланса, термодинамических закономерностей в виде систем дифференциальных и алгебраических уравнений с решением их численными методами [1]. К основным переменным, характеризующим процесс, можно отнести массы исходного расплава, фильтрата, примесей; массовый расход фильтрата через фильтровальную перегородку; концентрации компонентов в исходном расплаве, фильтрате; давление в аппарате до и после фильтровальной перегородки; температуры исходного расплава и фильтрата [2].

В дальнейшей работе будет проведено исследование разработанной модели в среде Matlab: проверка адекватности, оптимизация параметров.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дытнерский Ю.И. Процессы и аппараты химической технологии, часть 2 - Массообменные процессы и аппараты, - М.: Химия, 1995. - 366 с.
2. Френкс Р. Математическое моделирование в химической технологии. - М.: Химия, 1971. - 272с.

РАЗРАБОТКА МОДУЛЯ АНАЛОГОВОГО ВВОДА ДАННЫХ

И.Г. Пищальников, А.В. Обходский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: pish6@mail.ru

В настоящее время большое количество промышленных и других предприятий в своих технологических процессах широко используют автоматизацию управления. Автоматизация технологических процессов позволяет добиться повышение эффективности, безопасности, экологичности, экономичности, производственного процесса, без непосредственного участия человека, либо оставления за человеком права принятия наиболее ответственных решений.

Несмотря на то, что микропроцессорная техника и другие электронные компоненты с течением времени дешевеют, системы автоматического управления технологическим процессом по-прежнему высоко затратные.

К сожалению, подавляющее большинство производителей систем автоматизации необоснованно завышают цены на свою продукцию. Как следствие, не все малые предприятия могут позволить себе введения АСУТП в свое производство, в силу как высокой цены на устройства автоматизации, так и на проектирование этой системы.

При разработке модуля ввода данных, главной целью стояло создание максимально дешевых устройств, относительно существующих аналогов. В то же время, удешевление устройств не должно отражаться на функционале.

Модуль ввода данных общается с верхним уровнем АСУТП (на данный момент персональный компьютер) по интерфейсу RS-485 по протоколу ModBus RTU

В результате проектирования было получено устройство ввода и обработки аналоговых сигналов. В качестве устройства обработки сигналов выступает микроконтроллер. Уровень входных аналоговых сигналов от 0 до +5 В; от -5 до +5В; от 0 до +10 В; от -10 до +10 В. А также токовые сигналы 4-20мА.

В результате научно-исследовательской работы было разработано устройства ввода данных и обработки аналоговых сигналов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Введение в микроэлектронику: Учебное пособие. – М.: Высш. шк., 2010. – 152 с.
2. Интерфейс RS-485 [Электронный ресурс] <http://masters.donntu.edu.ua>
3. Описание протокола Modbus [Электронный ресурс] <http://onitex.ru/modbus-protokol>

УЛЬТРАКОМПАКТНЫЙ СТЕК ПРОТОКОЛОВ TCP/IP

А.О. Плетнев, Ю.А. Чурсин, Р.А Нурмухаметов, К.В. Ларина

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aopl066@gmail.com

В связи с глобализацией на сегодняшний день становится особенно важно, когда техническая система, помимо своих основных функций, как опцию, имеет доступ в интернет. Это может стать его основным конкурентным преимуществом. Стек протоколов TCP/IP широко применяется во всем мире для объединения компьютеров в сети Internet. TCP/IP – это общее название, присвоенное семейству протоколов передачи данных, используемых для связи компьютеров и другого оборудования в корпоративной сети.

Для подключения к глобальной сети интернет был разработан ультракомпактный стек протоколов TCP/IP. Реализация только необходимых функций позволяет получить компактное решение, которое менее требовательно к ресурсам микроконтроллера, без потери функциональности, необходимой для конкретных задач. В реализованном ультракомпактном стеке были оставлены лишь самые необходимые протоколы: IP, ARP, ICMP на сетевом уровне, TCP на транспортном, HTTP и Modbus TCP на прикладном.

В настоящее время для подключения устройства к сети применяют типовое решение, использующее три микроконтроллера. На первом микроконтроллере работает основная программа, реализующая основной функционал устройства. На втором микроконтроллере запущен стек протоколов TCP/IP, который в свою очередь подключен к контроллеру Ethernet, который реализует канальный уровень TCP/IP. Применение ультракомпактного стека позволяет перейти к более качественному решению подключения устройств к сети. В таком решении используется только один микроконтроллер, который сочетает в себе функции трех. За счет оптимизации под конкретную задачу стека протоколов TCP/IP и аппаратной реализации канального уровня в микроконтроллерах серии STM32Fxx7, остается достаточно вычислительных ресурсов и ресурсов памяти для основной программы.

Разработанный стек может быть применен в микроконтроллерных устройствах для реализации функций удаленного контроля и управления. Среднее время, которое микроконтроллер тратит на обработку HTTP-запросов составило 2 мс и 300 мкс для Modbus-запросов. Полученный размер стека протоколов имеет размер вдвое меньше, чем MicroIP, прошел тестирование на стрессоустойчивость, в ходе которых стек сохранил стабильную работу.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Камер Д. Сети TCP/IP. Принципы, протоколы и структура. – М.: Вильямс, 2003. – 880 с.

2. «МикроIP». [Электронный ресурс]: Информационная статья – Режим доступа: [https://ru.wikipedia.org/wiki/UIP_\(micro_IP\)](https://ru.wikipedia.org/wiki/UIP_(micro_IP))
3. Чернышев М.А., Крейнис З.Л. Железнодорожный путь. – М.: Транспорт, 1985. – 302 с.

РАЗРАБОТКА ПЕРЕНОСНОГО РЕЛЬСОВОГО ПРОФИЛОМЕТРА

А.О. Плетнев, Ю.А. Чурсин, К.В. Ларина

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aopl066@gmail.com

В процессе эксплуатации железнодорожных путей происходит износ рельсового полотна, контроль за степенью которого является одной из основных задач. В результате износа рельса уменьшается его площадь соприкосновения с колесом, в следствии чего повышаются экономические затраты на топливо, а более серьезный износ может привести к аварии. Учитывая необходимость в применении современных технологий и повышения эргономичности процесса измерения степени износа рельс, был разработан оптический профилометр, применение которого позволит значительно повысить качество процесса контроля рельс.

Принцип действия разработанного профилометра основан на измерении расстояния до рельса при фиксированном угле измерения. В качестве датчика расстояния используется триангуляционный лазерный датчик.

Разработанный переносной рельсовый профилометр состоит из трех модулей: механического модуля, модуля сбора и обработки данных и устройства расчета и отображения информации. Механический модуль крепится на рельс и обеспечивает возможность движения оптического датчика по дуге окружности вокруг головки рельса. Модуль сбора и обработки данных является основным логическим модулем разрабатываемого устройства. Задача данного модуля заключается в получении, предварительной обработке и отправке данных измерения профиля на устройство верхнего уровня. После предварительной обработки результатов измерения на плате сбора данных, данные поступают на управляющее устройство. В качестве управляющего устройства может выступать планшет или смартфон на базе Android, IOS, Windows. Взаимодействие между модулем сбора данных и управляющим устройством происходит по протоколу Modbus TCP/IP.

Разработанный переносной рельсовый профилометр обеспечивает точность измерения не ниже чем у существующих аналогов. Погрешность итоговых расчетов не превышает 0,1 мм. Применение профилометра не требует предварительной подготовки рельса к процессу измерения. Время автономной работы устройства составляет 10 часов. Такая автономность позволяет проводить измерения в течении одной смены. Разработанный профилометр имеет низкую стоимость и будет поддерживать все основные мобильные операционные системы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шахуняц Г.М. Железнодорожный путь: Учебник для вузов железнодорожного транспорта. – М.: Транспорт, 1969. – 536 с.
2. Лазерные триангуляционные датчики [Электронный ресурс]. – режим доступа: <https://riftek.com/ru/products/~show/sensors/laser-triangulation-sensor>. – 17.09.15.
3. Чернышев М.А., Крейнис З.Л. Железнодорожный путь. – М.: Транспорт, 1985. – 302 с.

СИСТЕМА ДОЗИРОВАНИЯ ЖИДКОСТЕЙ

А.А. Полосин, П.П. Локтюшин, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

Россия, Томск, ул. Ленина. 30, 634050

E-mail: chadik.free@gmail.com

В рамках данной работы рассмотрена проблема создания системы дозирования жидкостей с заданными параметрами. Дозирование жидкостей необходимо во многих технологических процессах различных отраслей промышленности. Несмотря на большое разнообразие самих технологических процессов, можно выделить некоторые общие задачи дозирования жидкостей: отмеривание заданного объема или масса жидкости; поддержание заданного объемного или массового расхода; поддержания требуемого соотношения расхода дозируемой жидкости; поддержание заданного соотношения нескольких веществ; поддержание заданного значения одного из компонентов смеси. [1] Так при создании лабораторных исследовательских систем или иных экспериментальных установок требуется дозирование поступающих и выходящих потоков жидкостей с высоким порядком точности и управляемости. Но современный рынок насосов не предлагает доступные решения для малых расходов жидкостей (1 мл/с) и высоких температур (100 - 110° С), в связи с этим была поставлена задача создания системы дозирования необходимых параметров.

Описываемая система дозирования разработана в виде самостоятельного стенда (рис. 1). Так же было разработано сопутствующее дополнение, применяемое при работе дозатора в режиме подачи и создающее постоянное давление на входе устройства.

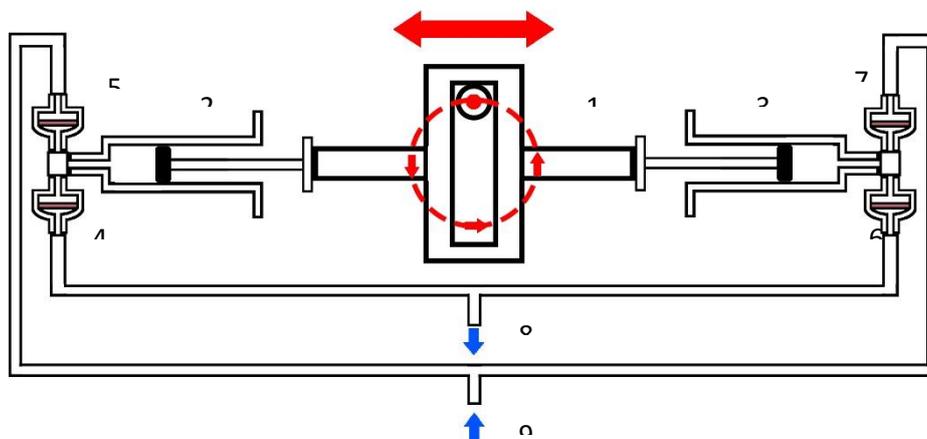


Рисунок 1. Принципиальная схема насоса дозатора, 1 – шотландский механизм; 2,3 - шприцы; 4,5,6,7 – обратные клапаны; 8 – выход насоса; 9 – вход насоса;

В докладе представлены требования к системе дозирования, классификация насосов, анализ возможных принципов аппаратного оформления, конечный вариант дозатора с сопутствующим описанием технических решений и конструктивных особенностей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Видинеев Ю.Д. Автоматическое непрерывное дозирование жидкостей – М.: «Энергия», 1967. – 112 с.

АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ПЛОТНОМЕРА ГАЗА ДЛЯ РЕАЛИЗАЦИИ САР СТАБИЛИЗАЦИИ КОНЦЕНТРАЦИИ ФТОРА НА ВЫХОДЕ ПЛАМЕННОГО РЕАКТОРА

О.П. Савитский¹, А.И. Рудников¹, В.Ф. Дядик², Н.С. Криницын²

¹АО Сибирский химический комбинат

Россия, г.Северск, ул. Курчатова, 1, 636000

E-mail: oleg_sav@bk.ru

² Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

Содержание фтор углеродных соединений (ФУС) в сырьевом гексафториде урана (ГФУ) приводит к необходимости проведения очистки на разделительных производствах [1]. На АО «Сибирский химический комбинат» (СХК) проводятся работы по снижению содержания ФУС в ГФУ. Одним из возможных источников поступления ФУС являются газодувки масс-спектрометрического комплекса. Данный комплекс используется в системе управления пламенным реактором (ПР) производства ГФУ. Кроме того, при эксплуатации линии пробоотбора и масс-спектрометров дополнительно возникает ряд негативных моментов:

- значительные затраты на эксплуатацию и обслуживание линий пробоотбора и масс-спектрометров;
- увеличение транспортного запаздывания в канале управления вызванное доставкой пробы газа к масс-спектрометру по пробоотборной линии, что приводит к снижению качества управления ПР [2].

Одним из возможных путей решения указанных недостатков является использование косвенного метода определения концентрации фтора в технологической линии по показаниям плотномера.

Проведенные в работе теоретические исследования подтвердили качественную и количественную возможность косвенного определения концентрации фтора в технологическом газе на выходе ПР по его известной плотности. Для определения зависимости в рабочих условиях технологического процесса был использован вибрационный плотномер модели 804 [3]. С 01.03.2015 по 30.12.2015 года на Сублиматном заводе АО СХК были проведены испытания этого датчика в производственных условиях. Проведенный анализ результатов испытаний подтвердил возможность использования плотномера в составе системы автоматического управления ПР.

Предложенный в работе метод определения концентрации фтора по показаниям плотномера позволит существенно сократить эксплуатационные затраты, снизить количество ФУС в производимом ГФУ, а также повысить качество управления процессами, протекающими в пламенном реакторе.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Орлов А.А., Малюгин Р.В. Анализ способов получения гексафторида урана, очистки его от примесей и заполнения в транспортные емкости // Современные наукоемкие технологии. Региональное приложение. – 2014. – № 3. – С. 89–98.
2. Криницын, Н. С. Автоматизированная система управления технологическими процессами производства гексафторида урана: Автореф. дис. ... канд. технических наук. – Томск, 2015. – 22 с.
3. Плотномер 804. Руководство по эксплуатации. РЭ 4215-804-2417260-2009 – 36 с.

РАЗРАБОТКА ПРИЦЕЗИОННОГО МОДУЛЯ ИСТОЧНИКА ПИТАНИЯ С ДИСТАНЦИОННЫМ УПРАВЛЕНИЕМ

Н.Н. Самчук, А.В. Обходский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: sam4uk.nikol@yandex.ru

В проекте поставлена задача разработки модуля источника питания, предназначенного для питания модулей контроллера и модулей аналогового и цифрового ввода/вывода сигналов.

Основной функцией модуля источника питания является обеспечение стабильного заданного выходного напряжения и достаточного для питания потребителей тока. Дополнительными функциями источника питания (добавляются со временем при разработке) являются непрерывное измерение выходных значений тока и напряжения, показания которых будут передаваться по интерфейсу RS-485 на ПК (удаленное наблюдение за источником питания). Степень, с которой источник электропитания будет обеспечивать стабильность выходного напряжения, является основным показателем качества источника.

В результате проделанной работы была разработана модель источника питания (в программном пакете Proteus) рассчитанного на выходное напряжение 5В и ток 10А с использованием управляющего элемента – микропроцессора Atmega 128.

Необходимость в разработке источника питания возникла в результате следующих причин: в большинстве случаев, источник питания должен иметь не стандартные, а свои индивидуальные габариты и формы; обладать достаточной мощностью и высокой надежностью; если брать относительно недорогие, существующие на данный момент времени источники питания, то они являются мало функциональными (к примеру, невозможность удаленно следить за показаниями выходного тока и напряжения и т.д.). В таких условиях особую актуальность приобретает решение, способное стать основой для создания специального источника питания по принципу конструктора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Костиков В.Г. Парфенов Е.М. Шахнов В.А. Источники электропитания электронных средств. Схемотехника и конструирование: Учебник для ВУЗов. — 2. — М. 2001. — 344 с.
2. Пример построения блока питания компьютера [Электронный ресурс]. URL: <http://qrx.narod.ru/>.
3. Марков Николай Григорьевич. Методы и средства цифровой обработки сигналов: учебное пособие / Н. Г. Марков; Томский политехнический университет. — Томск: Изд-во ТПУ, 1997. — 119 с.

ПОДХОД К РАЗМЕЩЕНИЮ И СТРУКТУРИРОВАНИЮ DLL-БИБЛИОТЕК ПОЛЬЗОВАТЕЛЬСКИХ ТИПОВ ДЛЯ КОМПЬЮТЕРОГО ТРЕНАЖЕРА

Т.Г. Сопельниченко, О.В. Егорова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ankain@sibmail.com

Фтор имеет большое значение в ядерно-энергетическом топливном цикле как фторирующий реагент при получении, разделении и обогащении ядерного горючего. Использование агрессивных компонентов делает производство фтора (ПФ) опасным как для человека так для и окружающей среды. В таких условиях важен уровень квалификации персонала. Для обучения их безопасным и эффективным приемам управления в рабочих

и нештатных ситуациях разрабатывается компьютерный тренажер (КТ) [1]. В рамках решения данной задачи возникла необходимость создания программного обеспечения (ПО), реализующей расчет математической модели технической системы электролизного узла (ЭУ), составляющей основу КТ. Модульный принцип построения модели делает целесообразным разработку ПО расчета модели с применением объектно-ориентированного подхода [2].

Объектно-ориентированный подход основывается на так называемой объектной модели (ОМ) [2]. Для разработки ОМ необходимо провести объектную декомпозицию с целью представления предметной области задачи в виде совокупности объектов, выделив необходимые свойства и атрибуты каждого объекта [2]. В результате проведения декомпозиции электролизного узла была составлена ОМ, представленная деревом пользовательских типов, с описанием их свойств и методов. Разработка пользовательских типов осуществлялась на языке C++ в виде библиотек динамической компоновки.

Использование динамических библиотек имеет ряд преимуществ, как в процессе разработки приложения, так и с точки зрения затрачиваемых ресурсов ЭВМ. Ключевым моментом при создании ПО с использованием библиотек является рациональное разбиение программного кода на dll-библиотеки. Для решения данной задачи библиотеки были разбиты на два уровня.



Рисунок 1. Схема взаимодействия dll-библиотек

Библиотека первого уровня содержит описание дерева классов и каналы взаимодействия между модулями ПО, а так же осуществляет подключения библиотек второго уровня. Библиотеки второго уровня содержат программную реализацию расчета математических моделей элементов ЭУ. Такой подход позволяет выделить математические модели в виде отдельных библиотек, что делает возможным независимую их разработки и дальнейшую модернизацию.

В рамках настоящей работы было проведено тестирование предложенного подхода к размещению и структурированию dll-библиотек пользовательских типов, которое показало его целесообразность и возможность использования при разработке ПО КТ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нагайцева О.В., Ливенцова Н.В., Ливенцов С.Н. // Изв. ТПУ. Управление, вычислительна техника и информатика. – 2009. –Т. 315. – № 5. –С.89–93.
2. Объектно-ориентированный анализ и проектирование/ Грэди Буч, Роберт А. – М.: Вильямс, 2010. – 720 с.

РАЗРАБОТКА ЛАБОРАТОРНОГО СТЕНДА ДЛЯ ИЗУЧЕНИЯ ПРОЦЕССОВ ТЕПЛООБМЕНА

Е.В. Столов, А. А. Денисевич

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: evs7194@gmail.com

Типовые теплообменники предназначены для решения всего одной задачи – изменения температуры транспортируемой среды. Потребности в контроле температуры транспортируемой среды могут возникнуть в процессе эксплуатации любого трубопровода.

Задача данной работы – создать лабораторный стенд, позволяющий студентам получить необходимые навыки и умения. Перед физической реализацией стенда были осуществлены предварительные расчеты, а также реализована модель в среде MatLab.

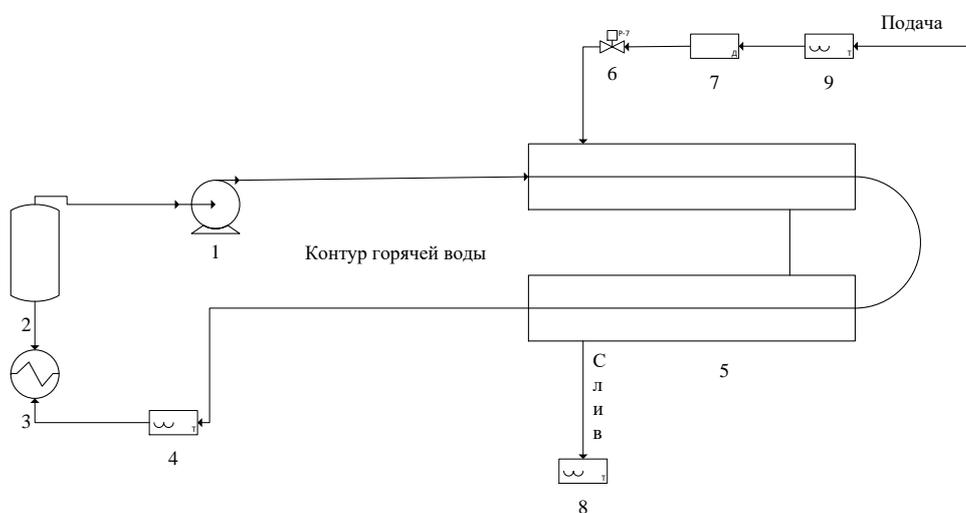


Рисунок 1 – структурная схема предполагаемой установки

Элементы стенда (отражены на рис.1): 1 – насос подачи горячей воды, 2 – ресивер, 3 – нагревательный элемент, 4 – датчик температуры горячей воды на выходе устройства, 5 – теплообменник конфигурации «труба в трубе», 6 клапан с приводом на подаче воды, 7 – расходомер нагреваемой воды, 8 – датчик температуры водопроводной воды на подаче, 9 – датчик температуры водопроводной воды на выходе теплообменного аппарата. Нагреваемая вода будет подводиться в установку из системы водоснабжения. Во внутреннем контуре происходит движение нагреваемой воды под действием насоса.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Семененко М. Г. Введение в математическое моделирование. - Солон-Р, 2002 – 108 с.
2. Вонг Х. Й. Основные формулы и данные по теплообмену для инженеров: – Атомиздат, 1979 – 211 с.
3. Плановский А.Н., Процессы и аппараты химической технологии. – Госхимиздат, 1962– 848 с.
4. Демченко В.А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС, 2001 – 305

**РАЗРАБОТКА АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ В
ЛАБОРАТОРНОМ КОМПЛЕКСЕ ФАЗОВО-КОНТРАСТНОГО И ТЕМНОПОЛЕВОГО АНАЛИЗА**

Н.В. Фомичев, А.В. Васильева, Р.А. Лаас

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: callmyduck@gmail.com

Исследования с использованием рентгеновской оптики включают в себя разработку методов визуализации, которые позволяют получить представление об объекте. Эти методы находят свое применение в широком спектре областей, начиная от биомедицинских исследований и клинической диагностики, заканчивая неразрушающим контролем и изучением материалов.

Для визуализации чего-либо при помощи рентгеновского излучения, достаточно лишь понимать, как это излучение поглощается, но с развитием науки и техники, появляется потребность в более точных и эффективных методах, которые позволят как можно детальнее изучить исследуемый объект. Так, в последние годы, было предложено несколько методик получения изображения с использованием фазового сдвига рентгеновских лучей, общее название которых – методы рентгеновского фазового контраста [1]. Речь идет о методах, основанных на эффекте Тальбота (саморепродукция, самовоспроизведение), суть которого состоит в том, что изображение периодического объекта, освещенного монохроматической плоской волной, самовоспроизводится на некотором расстоянии от объекта без помощи линз или каких-либо оптических систем [2].

Установка (рис. 1) состоит из источника рентгеновского излучения, решетки источника, фазовой решетки, абсорбционной решетки и детектора, в который направляется пучок рентгеновского излучения из источника [3].

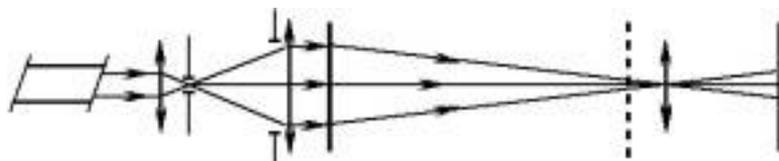


Рисунок 1. Схема установки

Так как в этих методиках используется фазовый сдвиг, мы ведем речь о смещениях на очень маленькие расстояния, которые человеческому глазу если и возможно, то весьма затруднительно заметить, а значит, сама методика предполагает огромную чувствительность к любым изменениям. Поэтому нам требуется программное обеспечение, которое будет контролировать микроперемещения дифракционных решеток и объединит всю установку в одно целое.

Основной целью данной работы является написание программы в среде разработки LabVIEW, используемой в системах сбора и обработки данных, а также для управления техническими объектами и технологическими процессами, которая в большей степени ориентирована на решение задач в области автоматизированных систем научных исследований [4]. Установка представляет собой рентгеновскую трубку с напряжением 60 кВ и линейно падающей интенсивностью излучения и кремниевый детектор гамма излучения с диаметром чувствительной поверхности 12 мм и толщиной 5 мм.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Pfeifer F., Bench M., Bunk O., Hennrich B., Kraft P., David C. X-ray dark-field and phase-contrast imaging using a grating interferometer // Journal of Applied Physics. – 2008. – Vol. 10. – №105. – p. 102006.

2. Als-Nielsen J., McMorrow D. Elements of modern x-ray physics, 2nd ed. Chichester: Wiley, 2011. 420 p.
3. Guo J., Liu X., Zhou B., Du Yang, Lei Y., Niu H. Development of key devices of grating-based x-ray phase-contrast imaging technology at Shenzhen University // Journal of Applied Physics. – 2012. – Т. 10. – №1466. – С. 61-66.
4. LabVIEW [Электронный ресурс]: офиц. сайт. Режим доступа: <http://www.labview.ru/>, свободный (дата обращения: 13.04.2016)

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПОТОКА ЖИДКОСТИ В КАСКАДЕ ТРУБОК ФИЛЬДА

Д.С. Шелопугин, А.В. Николаев, Н.С. Криницын

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: shelop_1@mail.ru

Математическое моделирование, играет важную роль в исследовании процессов гидродинамики жидкости при движении в различных трубопроводных конструкциях. Именно благодаря вычислительным технологиям, был достигнут прогресс в этих областях знаний. Это связано с тем, что, аналитические методы решения ограничены рассмотрением упрощенных случаев или дают лишь приближенную оценку для решения подобных задач. В настоящее время разработано огромное множество методов решения систем уравнений, проведен анализ свойства и правомочности использовать их в разных областях механики гидродинамики [1].

Исследование проводилось на каскаде параллельно соединённых вертикальных трубках Фильда одинаковой длины. Количество трубок варьировалось от 5 до 12. В качестве направления движения потока теплоносителя было выбрано типовое решение [2]. Теплоноситель поступает через внутреннюю трубку и выходит через межтрубный канал.

Составленная математическая модель позволила рассчитать значения скоростей и объемных расходов во всех участках каскада трубок на протяжении движения жидкости (рисунок 1). В работе решалась задача минимизации потери напора на всем каскаде трубок Фильда. Основанием для этого явилась гипотеза, что жидкость течёт по пути наименьшего сопротивления. Это позволило определить распределение скоростей на протяжении всего аппарата при наименьшей потере напора.

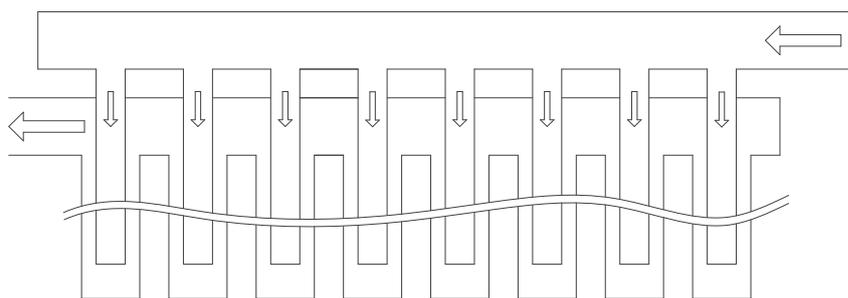


Рисунок 1. Каскад трубок Фильда

На основе полученных результатов в дальнейшем будет решаться задача оптимизации затрат теплоносителя и хладагента в действующих аппаратах десублимации производства гексафторида урана.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям/Под ред. М.О. Штейнберга. – М.: Машиностроение, 1992. – 672с.
2. Плановский А.Н. Процессы и аппараты химической технологии. – М.: Химия, 1968. – 848с.

РАЗРАБОТКА СТЕНДА «БАШЕННЫЙ КРАН» С УДАЛЕННЫМ ДОСТУПОМ

И.Д. Щербаков, В.А. Курочкин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: taraz1995@mail.ru

На сегодняшний день интернет является неотъемлемой частью образовательного процесса, но в основном полученные знания являются теоретическими. В ряде случаев для их закрепления и понимания прикладного назначения необходимо проведения лабораторных занятий с использованием специального оборудования. К сожалению, для большинства образовательных учреждений существует проблема нехватки дорогостоящего лабораторного оборудования, а для лиц, проходящих обучение «на дому», работа с подобной аппаратурой становится и вовсе невозможной.

В связи с этим возникает необходимость в создании лабораторных стендов с удаленным доступом через Интернет. В данной статье рассматриваются парадигмы работы данного комплекса на примере модели башенного крана с программным управлением на языке C++. Целевыми навыками, на приобретение которых направлена работа с рассматриваемым стендом являются навыки по работе с контроллером (arduino uno), а также различного типа датчиками и электромашинами.

В статье проведен анализ механизмов взаимодействия между пользователем и устройством, в частности, обсуждено два режима управления работой стенда. Первым, из которых является режим «Ознакомления», где управления стендом производится при помощи встроенного графического интерфейса. Это позволяет пользователю ознакомиться с функциональностью стенда и понять принцип работы отдельных его элементов. Во втором режиме «Эксперимент» управление осуществляется при помощи программы, написанной пользователем. Был разработан комплекс заданий с различными уровнями сложности и система оценивания выполненного задания, для повышения интереса к качественному выполнению задания.

Научное издание

ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ В НАУКЕ, ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЕ

Сборник научных трудов
VIII Международной научно-практической конференции

Материалы сборника представлены в авторской редакции

**Зарегистрировано в Издательстве ТПУ
Размещено на корпоративном портале ТПУ
в полном соответствии с качеством предоставленного оригинал-макета**



Издательство

ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ