

**ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»**

**АДМИНИСТРАЦИЯ ТОМСКОЙ ОБЛАСТИ**

**АО «СИБИРСКИЙ ХИМИЧЕСКИЙ КОМБИНАТ»**

**ФГАОУ ВПО «НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ТОМСКИЙ  
ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

**СЕВЕРСКИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ –  
ФИЛИАЛ ФГАОУ ВПО «НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ  
ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ»**

**ИНФОРМАЦИОННЫЙ ЦЕНТР ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ В Г.ТОМСКЕ**

**НЕКОММЕРЧЕСКОЕ ПАРТНЕРСТВО «ТОМСКИЙ АТОМНЫЙ ЦЕНТР»**

## **VI ШКОЛА-КОНФЕРЕНЦИЯ МОЛОДЫХ АТОМЩИКОВ СИБИРИ**

**14-16 октября 2015 г.**

---

**Сборник тезисов докладов**

УДК 621.039

VI Школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов, 14-16 октября 2015г., г. Томск: Изд. СТИ НИЯУ МИФИ, 2015. – 147с.

ISBN 978-5-93915-122-1

Сборник включает материалы VI Школы-конференции молодых атомщиков Сибири. Приводятся результаты научных исследований, связанных с совершенствованием ядерно-химических технологий, автоматизацией технологических процессов, применением современных информационных технологий в атомной промышленности и энергетике, а также актуальными вопросами ядерного нераспространения, безопасности и экологии атомной отрасли, перспективными направлениями развития ядерной энергетики и ядерной медицины. Кроме того, рассмотрены вопросы по теме «Ядерные технологии – шаг в будущее».

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

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

ISBN 978-5-93915-122-1

© Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 2015

## **Дорогие друзья!**

Приветствую вас на VI школе-конференции молодых атомщиков Сибири!

Где, если не в Томской области - в "сердце" атомной промышленности, в одной из студенческих столиц России, проводить такую конференцию?

В нынешнем году российская атомная индустрия отмечает 70 лет. Все эти годы томские атомщики и учёные играют одну из главных ролей в становлении и развитии отрасли, в укреплении мощи государства.

Богатейший опыт и профессионализм позволяют нашим производственникам и представителям науки участвовать в реализации крупных инновационных проектов "Росатома" и страны в целом. Мы строим на площадке Сибирского химического комбината опытно-демонстрационный энергетический комплекс с реактором на быстрых нейтронах БРЕСТ-300, проектируем конверсионное производство, а в День работника атомной промышленности первыми в мире вывели из эксплуатации двухцелевой уран-графитовый реактор.

Уверен, нынешняя конференция позволит вам не только улучшить знания и профессиональные навыки, но и пообщаться друг с другом, найти много новых друзей.

Желаю вам провести эти два дня с пользой и удовольствием!

**Сергей Жвачкин**  
**Губернатор Томской области**

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>Секция Химические технологии атомной промышленности и энергетики</b> .....	16
АПРОБАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ УТИЛИЗАЦИИ ОТРАБОТАННЫХ АНИОНООБМЕННЫХ СМОЛ В ПАО «МСЗ»	
Войтенко М.Ю., Земченко М.А. ....	17
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОСАДИТЕЛЬНОГО МЕТОДА ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ ЛИТИЯ ИЗ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ	
Волкова Т.С., Рудских В.В. ....	18
ПРИМЕНЕНИЕ ОДНОРЯДНОЙ СХЕМЫ РАСПОЛОЖЕНИЯ СКВАЖИН С ПЕРЕМЕННЫМ РЕЖИМОМ РАБОТЫ ДЛЯ ДОБЫЧИ УРАНА ИЗ УЗКОГО ВЫТЯНУТОГО РУДНОГО ТЕЛА	
Гусаров М.А., Носков М.Д. ....	19
ИССЛЕДОВАНИЕ УГОЛЬНЫХ АНОДОВ НА ДЕРИВАТОГРАФЕ	
Жеронкина О.Г., Лавренова Е.А., Софронов В.Л. ....	20
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ОЧИСТКИ ФТОРОВОДОРОДА ЭЛЕКТРОМЕМБРАНЫМ МЕТОДОМ	
Калаев М.Е., Гузеев В.В. ....	21
СПОСОБ ИЗВЛЕЧЕНИЯ ЦИРКОНИЯ В РАСТВОР С ПОМОЩЬЮ БИФТОРИДА АММОНИЯ	
Курченко Е. И. ....	22
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭНЕРГИИ АКТИВАЦИИ СУБЛИМАЦИИ ГЕКСАФТОРОСИЛИКАТА АММОНИЯ	
Лобаненко А.И., Фомичева М.С. ....	23
СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ БЕРИЛЛИЕВОГО СЫРЬЯ	
Малютин Л.Н., Петлин И.В. ....	24
ВЫБОР ОПТИМАЛЬНОЙ СХЕМЫ ВСКРЫТИЯ УЧАСТКА МЕСТОРОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫМ БЛОКОМ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА ПРИ ПОМОЩИ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ	
Недоспасов А.А., Гуцул М.В., Носков М.Д. ....	25
ВЛИЯНИЕ ОСНОВНЫХ ГЕОЛОГИЧЕСКИХ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ НА ИНТЕСИВНОСТЬ ДОБЫЧИ УРАНА МЕТОДОМ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ	
Сакирко Г.К., Истомина А.Д., Носков М.Д. ....	26

СУБЛИМАЦИОННОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ ФТОРАММОНИЙНЫХ КОМПЛЕКСОВ ЦИРКОНИЯ И КРЕМНИЯ

Сморочков А.А..... 27

УДАЛЕНИЕ ОБОЛОЧЕК ИМИТАТОРА ОТВС ИЗ РАСТВОРИТЕЛЯ ОЯТ ИМПУЛЬСОВ СЖАТОГО ВОЗДУХА В ЗАВИСИМОСТИ ОТ МОДИФИКАЦИИ ПРИЕМНОГО КОМПЛЕКСА АППАРАТА

Хлебус К.А. .... 28

ИНТЕНСИФИКАЦИЯ ДОБЫЧИ УРАНА ИЗ ЦЕЛИКОВ НА СТАДИИ ДОРАБОТКИ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ БЛОКОВ ПОЛИГОНОВ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ

Шрайнер А.Э., Носков М.Д. .... 29

**Секция Актуальные вопросы ядерного нераспространения, безопасность и экология ядерной отрасли ..... 30**

МЕТОДЫ ОЦЕНКИ ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ПЕНАЛОВ ДЛЯ ХРАНЕНИЯ ОЯТ

Абрамец В.В., Лидер А.М., Салчак Я.А., Седнев Д.А..... 31

РАЗРАБОТКА ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ ДЛЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ КОНЦЕНТРАТОВ И РУД

Андропов М.О., Жиганов А.Н., Сачков В.И..... 32

ФОРМИРОВАНИЕ ТРЕБОВАНИЙ ДЛЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Башлай А.С., Годовых А.В. .... 33

ПРОБЛЕМА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЗАРУБЕЖНЫХ МАРОК ТОПЛИВА НА АТОМНЫХ СТАНЦИЯХ СОВЕТСКОЙ СБОРКИ

Бугрина В.С. , Терещенко Е.В..... 34

ВЛИЯНИЕ ТЕХНИЧЕСКОЙ ОСНАЩЁННОСТИ КОНТРОЛИРУЕМОЙ ЗОНЫ КАТЕГОРИИ «А» ЗАКРЫТОГО АДМИНИСТРАТИВНО-ТЕРРИТОРИАЛЬНОГО ОБРАЗОВАНИЯ НА АНТИТЕРРОРИСТИЧЕСКУЮ ЗАЩИЩЁННОСТЬ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ

Буковецкий А.В., Гаврилов П.М., Моисеев П.Н. .... 35

ПРОБЛЕМЫ ЭКОЛОГИИ В АТОМНОЙ СФЕРЕ

Воробьёв А.И. .... 36

## СОЗДАНИЕ ИНТЕРАКТИВНОЙ ИНФОРМАЦИОННОЙ СРЕДЫ В ОБЛАСТИ НОРМАТИВНОЙ ДОКУМЕНТАЦИИ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Годовых О. В., Давтян И.В. .... 37

## РЕШЕНИЕ ЗАДАЧИ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С ПРИМЕНЕНИЕМ ТЕХНОЛОГИИ САМОРАСПРОСТРАНЯЮЩЕГОСЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СИНТЕЗА

Грицевич М.П., Демянюк Д.Г., Кондратьев Д.О. .... 38

## РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ АКТИВНОСТИ ТВС ИРТ-ЗМ ВО ВРЕМЯ ХРАНЕНИЯ

Дмитриев С.К., Аникин М.Н., Наймушин А.Г. .... 39

## СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МЕТОДОВ ВИЗУАЛИЗАЦИИ РЕЗУЛЬТАТОВ УЛЬТРАЗВУКОВОГО КОНТРОЛЯ

Долматов Д.О. .... 40

## ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ РЕНТГЕНОФЛУОРЕСЦЕНТНОГО АНАЛИЗА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАЛЫХ КОЛИЧЕСТВ РАДИОАКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ПРОБАХ

Дубровка С.П. .... 41

## ВОПРОСЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ В СИСТЕМЕ БЕЗОПАСНОСТИ

Евтушенко К.П., Годовых А.В. .... 42

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ УРАНА И ТОРИЯ ИЗ НИТРАТНЫХ РАСТВОРОВ В ВОЗДУШНОЙ ПЛАЗМЕ

Кадочников С.С., Зубов В.В., Каренгин А.Г. .... 43

## ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ

Зинатулина С.Р., Годовых А.В. .... 44

## ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ПРИ ДОБЫЧЕ УРАНА МЕТОДОМ ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ

Карманова А.В., Носков М.Д., Кеслер А.Г., Теровская Т.С. .... 45

## ЭФФЕКТИВНЫЙ МЕТОД ИММОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Катаева О.И., Седнев Д.А. .... 46

## ИССЛЕДОВАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА СО СТЕНКОЙ МОДЕЛИ КОРПУСА РЕАКТОРА

Бакланов В.В., Градобоев А.В., Коянбаев Е.Т., Сапатаев Е.Е. Кожаметов Е.А. .... 47

---

ВИДЕОАНАЛИТИКА В ОБЛАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ	
Крылов С.И., Годовых А.В. ....	48
АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА (ЯТЦ)	
Кустарев О.С., Григорьев И.А., Звягинцева Е.Е., Прилепа Р.А., Лебедев А.В. ....	49
РАЗВИТИЕ ПРОЦЕССОВ ОБРАЗОВАНИЯ ВТОРИЧНЫХ ОТХОДОВ ПРИ ПРИМЕНЕНИИ ТЕХНОЛОГИИ ГИДРОАБРАЗИВНОЙ РЕЗКИ	
Ластовец Ю.В., Степанов Б.П. ....	50
ЯПОНСКАЯ ЯДЕРНАЯ ПРОГРАММА И ПРОБЛЕМЫ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ	
Ленков И.Л. ....	51
ПРОЕКТИРОВАНИЕ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ НА ОСНОВЕ СРЕДСТВ «NANOCAD»	
Леонович Д. С., Степанов Б. П. ....	52
РАЗРАБОТКА NiAl МАТРИЦЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ МЕТОДОМ СВС	
Кузьмин В.С., Луцик И.О., Посохов Д.В., Семенов А.О. ....	53
УРАВНЕНИЯ КИНЕТИКИ РАДИАЦИОННЫХ ДЕФЕКТОВ	
Матвеев М.В., Селиваникова О.В., Черепанов Д.Н. ....	54
МЕТОД МАТЕМАТИЧЕСКОЙ КАЛИБРОВКИ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИХ СИСТЕМ В РАМКАХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РЕЖИМА ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ	
Никишкин Т.Г. ....	55
МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОБРАБОТКИ АЗОТНОКИСЛЫХ ЭКСТРАКЦИОННЫХ РАФИНАТОВ В ВОЗДУШНОЙ ПЛАЗМЕ	
Павленко А.П., Каренгин А.Г. ....	56
РАЗРАБОТКА ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ОХРАНЯЕМОГО ОБЪЕКТА	
Годовых А. В., Парепко М.С. ....	57
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕДУР САНКЦИОНИРОВАННОГО ДОСТУПА В СИСТЕМЕ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА	
Паульс А.В., Степанов Б. П. ....	58

УПРАВЛЕНИЕ ЯДЕРНЫМИ ЗНАНИЯМИ В УНИВЕРСИТЕТАХ.  
ПРИМЕР НАЦИОНАЛЬНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО  
ТОМСКОГО ПОЛИТЕХНИЧЕСКОГО УНИВЕРСИТЕТА

Перминова М.В., Демянюк Д.Г..... 59

МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА  
ОБРАБОТКИ АММИАЧНЫХ МАТОЧНЫХ РАСТВОРОВ В  
ВОЗДУШНОЙ ПЛАЗМЕ

Пешехонова А.С., Каренгин А.Г..... 60

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ  
СТАТИСТИЧЕСКИХ МЕТОДОВ АНАЛИЗА ПРИ  
ЭКОЛОГИЧЕСКОМ МОНИТОРИНГЕ УРОВНЯ ЗАГРЯЗНЕНИЯ  
АТМОСФЕРЫ ГОРОДА ТОМСКА

Пименов Э.Ю., Лисов В.И. .... 61

ПРИМЕНЕНИЕ ИМПУЛЬСНЫХ НЕЙТРОННЫХ ГЕНЕРАТОРОВ  
ДЛЯ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ДЕЛЯЩИХСЯ  
МАТЕРИАЛОВ

Пименов Э.Ю., Лисов В.И..... 62

ОБЩАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ И  
РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРОИЗВОДСТВЕ.  
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЗЫ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ НА  
ПРОИЗВОДСТВЕ НА ПРИМЕРЕ ПРЕДПРИЯТИЯ «АО УМЗ»

Пименов Э.Ю., Лисов В.И. .... 63

ПОВЫШЕНИЕ УРОВНЯ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ЯТЦ  
ПУТЕМ ИМПЛЕМЕНТАЦИИ ПРИНЦИПА СИНЕРГИИ 3S\*

Пушенко П.А., Седнев Д.А..... 64

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОРОГОВОГО КОЭФФИЦИЕНТА  
ИНТЕНСИВНОСТИ НАПРЯЖЕНИЙ  $K_{1H}$  В ИСПЫТАНИЯХ НА  
ЗГР ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ПО МЕТОДУ «ПОСТОЯННОГО  
ПЕРЕМЕЩЕНИЯ»

Сабуров Н.С., Бекренёв С.А., Маркелов В.А., Новиков В.В. .... 65

## ИЗРАИЛЬ: «ЯДЕРНОЕ ОРУЖИЕ В ПОДВАЛЕ»

Серикова Н.А. .... 66

## ГОТОВНОСТЬ К АВАРИЙНОМУ РЕАГИРОВАНИЮ НА ЛАЭС

Серикова Н.А. .... 67

ИССЛЕДОВАНИЕ СНИЖЕНИЯ МОЩНОСТИ ИЗЛУЧЕНИЯ  
СВЕТОДИОДОВ ИК-ДИАПАЗОНА В ПРОЦЕССЕ  
ЭКСПЛУАТАЦИИ

Градобоев А.В., Симонова А.В, Орлова К.Н..... 68

МОДЕРНИЗАЦИЯ СИСТЕМЫ ВИДЕОНАБЛЮДЕНИЯ НА  
ЯДЕРНОМ ОБЪЕКТЕ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ  
СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ

Понер М.В., Смирнов А.С., Степанов Б.П. .... 69

РАЗРАБОТКА СТАНДАРТИЗИРОВАННОЙ БАЗЫ ДЕФЕКТОВ  
СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ПЕНАЛОВ ДЛЯ СУХОГО ХРАНЕНИЯ  
ОЯТ

Твердохлебова Т.С., Лидер А.М., Салчак Я.А., Шаравина С.В. .... 70

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ ОЦЕНКИ ЗАГРЯЗНЕНИЯ  
ПРОДУКТИВНОГО ГОРИЗОНТА ПРИ ДОБЫЧЕ УРАНА  
МЕТОДОМ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО  
ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ

Теровская Т.С., Кеслер А.Г., Носков М.Д. .... 71

ДВЗЯИ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ПОДГОТОВКИ ТЕХНИЧЕСКОГО  
СПЕЦИАЛИСТА

Чембура В.С., Зиновьев Г.С. .... 72

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ИДЕНТИФИКАЦИИ СВАРНЫХ  
СОЕДИНЕНИЙ НА ОСНОВЕ МЕТОДОВ ТРЕХМЕРНОЙ  
РЕКОНСТРУКЦИИ

Седнев Д.А, Шаравина С. В., Филиппов Г. А. .... 73

ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ  $^{137}\text{Cs}$  И  $^{90}\text{Sr}$  В ПОЧВАХ  
УЛЬЯНОВСКОЙ ОБЛАСТИ

Шарапова Т. В. .... 74

ВЛИЯНИЕ ЯДЕРНОГО РАЗОРУЖЕНИЯ НА ЭФФЕКТ  
СДЕРЖИВАНИЯ

Шарапова Т. В. .... 75

ОЦЕНКА РИСКОВ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ  
АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Шевелева А.А., Степанов Б.П. .... 76

**Секция Перспективные направления развития ядерной  
энергетики, ядерные технологии в инновационной экономике и  
ядерной медицине** ..... 77

ВЛИЯНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКИ  
НА РАЗМНОЖАЮЩИЕ И ВОСПРОИЗВОДЯЩИЕ СВОЙСТВА  
АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРОВ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Байбаков Д.Ф., Мартынов И.С. .... 78

СТАТИСТИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ ПРОЦЕССА  
ФТОРИРОВАНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ВОЛЬФРАМА

Брендаков Р.В., Завьялов Е.Д. .... 79

РАЗРАБОТКА ПРОЕКТА МОДЕРНИЗАЦИИ ПОТЕНЦИАЛЬНО  
НЕНАДЕЖНЫХ УЧАСТКОВ БЕЗОПАСНОСТИ И КОНТРОЛЯ  
ЯЭУ

Бусыгин А.С., Лебедев И. И., Наймушин А.Г. .... 80

РАСЧЁТ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ  
И АБС-ПЛАСТИКА С ЗАДАННЫМИ КОНЦЕНТРАЦИЯМИ  
МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПРИМЕСЕЙ

Данилова И.Б., Милойчикова И.А., Стучебров С.Г. .... 81

АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ  
ТЕПЛОМЕХАНИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

Лоншаков Н.А., Дунаев В.А., Горбунов В.А. .... 82

ИЗУЧЕНИЕ ЗАВИСИМОСТИ ПЛОТНОСТИ ОТ ПРИЛОЖЕННОГО  
ДАВЛЕНИЯ ПРЕССОВАНИЯ НА ПРИМЕРЕ ЭМИССИОННЫХ  
МАТЕРИАЛОВ В РЕЖИМЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ГОРЕНИЯ

Закусилов В.В. .... 83

МЕХАНОАКТИВАЦИЯ КАК ОДИН ИЗ ФАКТОРОВ,  
ВЛИЯЮЩИХ НА ИНИЦИИРОВАНИЕ САМОРАСПРОСТРА-  
НЯЮЩЕГОСЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СИНТЕЗА

Закусилов В.В. .... 84

ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТОРИЯ В ЗОНЕ  
ВОСПРОИЗВОДСТВА ПРОЕКТА РЕАКТОРА БН-1200

Золотых Д. Е., Лебедев И. И., Наймушин А. Г. .... 85

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВОЗМОЖНЫХ ИМИТАТОРОВ ДИОКСИДА  
УРАНА ДЛЯ ЛАБОРАТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Касаткин Д.Д. .... 86

ПОРОГОВЫЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В  
МУЛЬТИПЛИЦИРУЮЩИХ СИСТЕМАХ С ТОРИЕМ

Кнышев В.В., Савасичев К.А., Иванова А.А., Бородай А.Ю. .... 87

ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ УВЕЛИЧЕНИЯ ТЕПЛО-  
ПРОВОДНОСТИ КЕРАМИЧЕСКОГО ТОПЛИВА

Колядко Д.К. .... 88

АНАЛИЗ ХАРАКТЕРА ПОГЛОЩЕНИЯ ЭЛЕКТРОНОВ АБС-  
ПЛАСТИКОМ С МЕТАЛЛИЧЕСКИМИ ПРИМЕСЯМИ

Красных А.А., Милойчикова И.А., Стучебров С.Г. .... 89

---

ОДНОРОДНОСТЬ КРЕМНИЕВЫХ ФОТОУМНОЖИТЕЛЕЙ  
ВНУТРИ КВАЗИПИКСЕЛЯ

Кузнецов С.В., Исмагилов М.Ф., Скачков Е.В., Беляев В.Н..... 90

МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА  
ПЛАЗМЕННОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ УРАНА  
И ПЛУТОНИЯ ИЗ НИТРАТНЫХ РАСТВОРОВ

Лемешенко Т.И., Тундешев Н.В., Каренгин А.Г..... 91

СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА НАНОКОЛЛОИДА 99МТС-AL203 И  
ФИТАТНОГО КОЛЛОИДА В ДИАГНОСТИКЕ СТОРОЖЕВЫХ  
ЛИМФАТИЧЕСКИХ УЗЛОВ ПРИ ОРГАНОСОХРАНЯЮЩЕМ  
ЛЕЧЕНИИ ИНВАЗИВНОГО РАКА ШЕЙКИ МАТКИ

Ляпунов А.Ю., Синилкин И.Г., Чернов В.И., Чернышова А.Л. .... 92

СПОСОБЫ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ  
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Малик А.А., Рыжков А.А..... 93

АНАЛИЗ ПРИМЕНЕНИЯ МИКРОТОПЛИВА В ВВЭР

Масенко С. А..... 94

ФИЛЬТРЫ ДЛЯ ФОРМИРОВАНИЯ ПОЛЕЙ ЭЛЕКТРОННЫХ  
ПУЧКОВ

Милойчикова И.А., Стучебров С.Г..... 95

МОДЕЛИРОВАНИЕ ДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В  
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ В СРЕДЕ MATLAB/SIMULINK

Молодов П.А., Аникин М. Н., Чертков Ю.Б..... 96

ПРОИЗВОДСТВО ВЫСОКОПЛОТНОГО НИТРИДНОГО  
ТОПЛИВА ИЗ ОБЕДНЕННОГО УРАНА

Недбайло Д.В. .... 97

ФОРМИРОВАНИЕ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ В  
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ РЕАКТОРА ИРТ-Т С  
ЗАДАНЫМИ СВОЙСТВАМИ

Нерода А.А., Лебедев И. И., Чертков Ю.Б..... 98

ИЗМЕНЕНИЕ СВОЙСТВ БЕРИЛЛИЯ ПОД ДЕЙСТВИЕМ  
НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ОТРАЖАТЕЛЕ  
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Николаев Ю.Ю..... 99

АНАЛИЗ КОНСТРУКТИВНЫХ ОСОБЕННОСТЕЙ И  
ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ  
МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Прец А.А., Сапар А.Д..... 100

СКОРОСТЬ НАКОПЛЕНИЯ ЭНЕРГИИ ВИГНЕРА В РЕАКТОРНОМ ГРАФИТЕ МАРКИ ГР-280 ПРИ ЕГО ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ АДЭ	
Пугачев Д.К., Мочалов А.М., Куликов М.Г. ....	101
ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ СТРОНЦИЯ-82 И ЙОДА-124 НА ЦИКЛОТРОНЕ P7-M	
Головков В.М., Салодкин С.С. ....	102
ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА DFA ДЛЯ КОНТРОЛЯ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ	
Седанова Е.П., Жвырбля В.Ю., Седнев Д.А. ....	103
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ВЫГОРАЮЩИХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР. ПОИСК АЛЬТЕРНАТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ	
Сливин А.А., Аникин М.Н., Чертков Ю. Б. ....	104
РАЗВИТИЕ СИСТЕМЫ ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБРАЗОВАНИЯ ГК «РОСАТОМ»	
Смирнова Т.Л. ....	105
СИНТЕЗ ЛЮМИНОФОРОВ НА ОСНОВЕ РЗЭ, ПОЛУЧЕННЫХ СОВМЕСТНОЙ ДОБЫЧЕЙ С УРАНОМ	
Терещенко Е.В., Кербель Б.М. ....	106
МИКРОКАПСУЛЫ БИОДЕГРАДИРУЕМЫХ КОМПОЗИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ПРОФИЛАКТИКИ ЗАБОЛЕВАНИЙ ОПОРНО-ДВИГАТЕЛЬНОГО АППАРАТА ЧЕЛОВЕКА	
Гурова О.А., Гузеев В.В., Зеличенко Е.А., Ковальская Я.Б., Фатеев Г.А. ....	107
АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ПАРАМЕТРОВ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ РАДИЕВЫХ МИШЕНЕЙ НА НАКОПЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДА РАДИЯ-223	
Харисова А.Е., Денисов С.В., Рыжакова Н.К. ....	108
ХЛОРИДНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ПОЛУЧЕНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ЛИТИЯ-7 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГАЗОГИДРАТНОГО ПОГЛОЩЕНИЯ ВОДЫ	
Хорохорин В.С., Семенов С.С., Циркунов П.Т., Гузеев В.В. ....	109
ДВУХВОЛНОВАЯ РЕНТГЕНОВСКАЯ АБСОРБИОМЕТРИЯ В МНОГОФАЗНОЙ РАСХОДОМЕТРИИ	
Черепенников Ю.М., Гоголев А.С. ....	110
ТЕПЛОВАЯ МОДЕЛЬ ТВЭЛА РЕАКТОРА ВВЭР-1000	
Чуйкина А.В. ....	111

---

<b>Секция Автоматизация и информатизация технологий и объектов атомной отрасли</b> .....	112
<b>МОДУЛЬ КОНТРОЛЯ ДВИЖЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ И ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЕ ДОБЫЧНОГО КОМПЛЕКСА ГЕОТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ПРЕДПРИЯТИЯ</b>	
Валитов С.Н., Истомин А.Д., Носков М.Д., Чеглоков А.А. ....	113
<b>ПРИМЕНЕНИЕ ТРЕНАЖЕРНЫХ КОМПЛЕКСОВ В ВУЗОВСКОЙ ПОДГОТОВКЕ БУДУЩИХ СПЕЦИАЛИСТОВ ДЛЯ АЭС</b>	
Вольман М.А., Семенов В.К. ....	114
<b>АВТОМАТИЗИРОВАННОЕ ПОСТРОЕНИЕ ПРОЕКТОВ ПОЛИГОНОВ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА</b>	
Гуцул М.В., Истомин А.Д., Носков М.Д., Чеглоков А.А. ....	115
<b>МОДУЛЬ УСТРОЙСТВА СВЯЗИ С ОБЪЕКТОМ С ИНТЕЛЕКТУАЛЬНЫМ БЛОКОМ ВЫРАБОТКИ УПРАВЛЯЮЩИХ ВОЗДЕЙСТВИЙ</b>	
Дерягина Т.А., Кетов А.С. ....	116
<b>СРАВНЕНИЕ МЕТОДОВ СОРТИРОВКИ ДАННЫХ</b>	
Долгих Л.Ю. ....	117
<b>ПОСТ КОНТРОЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ВИБРОУПЛОТНЕННОГО МОКС-ТОПЛИВА И ПЛУТОНИЯ ПО ДЛИНЕ ТВЭЛА РУ БН-800</b>	
Исмагилов М.Ф., Скачков Е.В., Кадилин В.В. ....	118
<b>МОДЕЛИРОВАНИЕ СИНХРОННОГО ДВИГАТЕЛЯ С ЭЛЕКТРОМАГНИТНОЙ РЕДУКЦИЕЙ СКОРОСТИ В ANSYS MAXWELL</b>	
Кремлёв И.А., Леонов С.В., Гилев В.А., Зеленин М.В. ....	119
<b>СИСТЕМА ГОРИЗОНТИРОВАНИЯ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЛАЗЕРНЫХ УСТАНОВОК</b>	
Латышев Р.В., Агеев А.Ю., Лопатников С.И. ....	120
<b>МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ДЕСУБЛИМАЦИИ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА</b>	
Малюгин Р.В., Орлов А.А., Цимбалюк А.Ф. ....	121

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ  
ПРЕССОВАНИЯ ИЗДЕЛИЙ ИЗ ПОРОШКОВ

Матолыгина Д. А., Матолыгин А. А., Истомин А. Д.,  
Носков М. Д., Чеглоков А. А. .... 122

ВОПРОСЫ ПОСТРОЕНИЯ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ВУЗ НА  
ОСНОВЕ RFID-ТЕХНОЛОГИЙ

Годовых А.В., Мерзляков А.А. .... 123

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КАМЕРЫ СМЕШЕНИЯ  
ЦЕНТРОБЕЖНОГО ЭКСТРАКТОРА ДЛЯ РАДИОХИМИЧЕСКИХ  
ПРОИЗВОДСТВ

Политов А.Ю., Никулин С.Л., Хомяков А.П., Морданов С.В.,  
Никулин В.А. .... 124

ДАТЧИК ДИНАМИЧЕСКОГО ИЗМЕРЕНИЯ ВИБРОУСКОРЕНИЯ  
И ЧАСТОТЫ ВИБРАЦИИ ДЛЯ ВИБРОСТЕНДА НА ОСНОВЕ  
MEMS-АКСЕЛЕРОМЕТРА

Постников А.С., Кетов А.С., Абраменко А.Ю. .... 125

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ПОЛЕЙ В  
УРАНОВОМ ПРОИЗВОДСТВЕ

Савасичев К.А., Кнышев В.В., Украинец О.А., Кузнецова М.Е.,  
Файль Е.А. .... 126

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ СТЕНД ДЛЯ АНАЛИЗА АЛГОРИТМОВ  
УПРАВЛЕНИЯ СЛОЖНЫМИ РАСПРЕДЕЛЕННЫМИ  
СИСТЕМАМИ

Серяков П.С., Леонов С.В. .... 127

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ  
ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ПЕЧИ ДЛЯ СИНТЕЗА РЗЭ

Терещенко Е.В., Ливандовский А.В., Кербель Б.М. .... 128

ВЫСОКОЭФФЕКТИВНЫЙ СИНХРОННЫЙ ДВИГАТЕЛЬ С  
ПОСТОЯННЫМИ МАГНИТАМИ ДЛЯ ПРИВОДА МЕХАНИЗМОВ  
В ХИМИЧЕСКИ АГРЕССИВНОЙ СРЕДЕ

Леонов С.В., Агеев А.Ю., Мельничук О.В., Федоров Д.Ф. .... 129

**Секция Ядерные технологии - шаг в будущее** ..... 130

## СОВРЕМЕННЫЕ МЕТОДЫ УТИЛИЗАЦИИ ЯДЕРНЫХ ОТХОДОВ

Васильев М.В. .... 131

СХК - КРУПНЕЙШЕЕ В МИРЕ ПРЕДПРИЯТИЕ ЯДЕРНО-  
ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Копысов А.С. .... 132

---

ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ДЛЯ ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ – РЕШЕНИЕ ПРОДОВОЛЬСТВЕННОЙ ПРОБЛЕМЫ	
Рогожина Е.В.....	133
ВОСТРЕБОВАННОСТЬ ИННОВАЦИОННОГО ОБОРУДОВАНИЯ В АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ	
Шеремет Н.Е. ....	134
ПОКОЛЕНИЯ РЕАКТОРОВ	
Баублис Д.В.....	135
ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В АРХЕОЛОГИИ	
Гуров В.Д.....	136
СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ЯДЕРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ И ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ (НА ПРИМЕРЕ СОТОВОГО ТЕЛЕФОНА) НА ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА	
Сантьев А.А.....	137
ОБЗОР И АНАЛИЗ ПЕРСПЕКТИВ АТОМНОЙ МЕДИЦИНЫ В РОССИИ	
Астапова Е.И. ....	138
ПОЛОЖИТЕЛЬНЫЕ И ОТРИЦАТЕЛЬНЫЕ СТОРОНЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
Гордиенко Т.А., Жижмор О.А.....	139
ПРИМЕНЕНИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ В ТРАНСПОРТНОЙ СИСТЕМЕ	
Карякина У. А. ....	140
АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ ИСТОЧНИКИ ЭНЕРГИИ	
Бояринцев А. ....	141
ПРОБЛЕМЫ И СПОСОБЫ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ	
Носова А.Д. ....	142
ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ КАК СПОСОБ ВЫХОДА ИЗ ГЛОБАЛЬНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО КРИЗИСА	
Проскурня А.В. ....	143
МИРНЫЙ АТОМ ПРОТИВ ОНКОЛОГИИ	
Прадед В.В. , Жабина Л.С.....	144
ИСТОРИЧЕСКИЕ ВЕХИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
Текаева А.А. ....	145
ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА. ТЕХНОЛОГИИ БУДУЩЕГО	
Фокина Я.И.....	146

*Секция*  
**ХИМИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ АТОМНОЙ  
ПРОМЫШЛЕННОСТИ И ЭНЕРГЕТИКИ**

---

## АПРОБАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ УТИЛИЗАЦИИ ОТРАБОТАННЫХ АНИОНООБМЕННЫХ СМОЛ В ПАО «МСЗ»

*Войтенко М.Ю., Земченко М.А.*

*ПАО «Машиностроительный завод», 144001, г. Электросталь,  
ул. К. Маркса, 12.  
e-mail: voytenkomax@mail.ru*

В настоящее время в ПАО «МСЗ» накоплено значительное количество ионообменных смол АН-2Ф и АН-31, выведенных после выработки их эксплуатационного ресурса с участка сорбции урана из растворов плавиковой кислоты. Отработанные анионообменные смолы содержат в своем составе значительное количество урана, что приводит к необходимости их переработки с возвратом урана в технологический цикл.

Цель настоящей работы заключалась в изучении возможности сокращения объемов накопленной смолы с переводом урана в раствор в процессе её переработки. Были проведены три серии экспериментов: в первых двух проводили прямое сжигание смолы с последующим вскрытием остатка от сжигания в азотной кислоте с получением азотнокислых растворов уранила (АКР), а в третьей – предварительную отмывку отработанной смолы в растворах  $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$  и  $\text{NaHCO}_3$ , сжигание и вскрытие зольного остатка в  $\text{HNO}_3$ . Сжигание проб смолы проводили в течение 3-х часов в температурном интервале от 650 до 800 °С, а выщелачивание зольного остатка от сжигания исходных проб анионообменной смолы проводили при  $T = 70\text{-}80$  °С в 40%-ном растворе  $\text{HNO}_3$  при соотношении т:ж = 1:5. Проведенные эксперименты показали, что после прямого сжигания смолы сокращение её веса происходит на 50-60 %, в то время как в случае предварительной отмывки смолы эта величина возрастает до 80-90 %. В целом, общее сокращение объема смолы в результате её сжигания и вскрытия зольного остатка в азотной кислоте превышает 90 %, причем наиболее высокие показатели получены для проб смолы, предварительно отмытых в растворах нитрата алюминия и гидрокарбоната натрия. Во всех случаях степень извлечения урана в раствор составила более 95 %, причём наиболее высокие результаты (более 99 %) получены для предварительно отмытых образцов. Таким образом, перевод фтора, содержащегося в смоле, в раствор путем его комплексования ионами  $\text{Al}^{3+}$  улучшает извлечение урана в процессе переработки смолы, а также приводит к более низкому содержанию урана во вторичных ТРО, образующихся при фильтрации азотнокислых растворов.

## **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОСАДИТЕЛЬНОГО МЕТОДА ДЛЯ ВЫДЕЛЕНИЯ ЛИТИЯ ИЗ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ**

*Волкова Т.С., Рудских В.В.*

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

Проведен комплекс экспериментальных работ по разработке технологии количественного выделения лития из водного раствора в форму нерастворимой соли (карбоната) методом осаждения. Карбонат лития получали путем введения в водный раствор нитрата лития водного раствора карбоната натрия (или калия) различной концентрации. Осаждение проводили при температуре рабочего помещения и при повышенной температуре (90 °С). Образующийся осадок отделяли от маточного раствора методом фильтрования через фильтр «синяя лента». Полученный осадок сушили на фильтре в сушильном шкафу при температуре 80 °С до постоянной массы. Высушенный осадок отделяли от фильтра и взвешивали.

Для удаления из осадка примесей нитрата натрия (калия) в отдельных экспериментах осадок промывали холодной (20 °С), горячей водой (90 °С) или водным раствором этилового спирта. Объем промывного раствора составлял 10 см<sup>3</sup> в расчете на 1 г синтезируемого карбоната лития.

Установлено, что ведение этилового спирта перед осаждением карбоната лития позволяет уменьшить потери целевого продукта. Повышение температуры при осаждении в меньшей степени, но все же благоприятно влияет на величину выхода целевого продукта (растворимость карбоната лития составляет 0,8 и 1,3 г/100 г воды при 90 °С и 20 °С, соответственно). Таким образом, указанные эффекты объясняются снижением растворимости соли и более полным переходом карбоната лития в осадок.

Массовая доля карбоната лития в промывном растворе минимальна в случае использования для промывки 50 %-ого водного раствора этилового спирта (0,4 %). Температура не оказывает существенного влияния на вымывание карбоната лития при промывке осадка.

В целом следует отметить, что введение этилового спирта и повышение температуры в процессе осаждения оказывают благоприятное влияние на увеличение выхода соли.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (Грант № 15-13-10008).

## **ПРИМЕНЕНИЕ ОДНОРЯДНОЙ СХЕМЫ РАСПОЛОЖЕНИЯ СКВАЖИН С ПЕРЕМЕННЫМ РЕЖИМОМ РАБОТЫ ДЛЯ ДОБЫЧИ УРАНА ИЗ УЗКОГО ВЫТЯНУТОГО РУДНОГО ТЕЛА**

*Гусаров М.А., Носков М.Д.*

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,*

*г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65*

*e-mail: mix.gusaroff@yandex.ru*

Метод скважинного подземного выщелачивания (СПВ) является одним из наиболее рентабельных методов добычи урана. В России способ подземного выщелачивания применяется при разработке Далматовского, Хохловского (Зауральский урановорудный район) и Хиагдинского (Витимский урановорудный район) месторождений.

Урановые месторождения, разрабатываемые АО «Далур» и АО «Хиагда» относятся к палеорусловому инфильтрационному типу. Особенностью такого типа месторождений является присутствие вытянутых рудных тел сложной формы и малого размера. Отработка таких рудных тел методом СПВ требует повышенных капитальных затрат и эксплуатационных расходов на единицу продукции. Снижение себестоимости добычи урана из малых вытянутых рудных тел может быть достигнуто применением специальных систем отработки, учитывающих их особенности.

В рамках настоящей работы были проведены серии компьютерных экспериментов и определены геотехнологические показатели и экономическая эффективность применения однорядной трех скважинной схемы с переменным режимом работы для добычи урана из узкого вытянутого рудного тела. Исследования проводились с помощью геотехнологической моделирующей системы «Курс», разработанной в Северском технологическом институте Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ». Была построена геотехнологическая цифровая модель, включающая в себя цифровую модель рудного тела и эксплуатационного блока. Получены показатели отработки эксплуатационного блока. Расчеты показали, что применение однорядной трех скважинной системы с изменяющимся потоком растворов для добычи урана из малого узкого вытянутого рудного тела является приемлемым с экономической и технологической точки зрения. Данный способ может быть рекомендован для использования в АО "Далур" и АО «Хиагда».

## ИССЛЕДОВАНИЕ УГОЛЬНЫХ АНОДОВ НА ДЕРИВАТОГРАФЕ

*Жеронкина О.Г., Лавренова Е.А., Софронов В.Л.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ  
636036, г. Северск, Томской обл., пр. Коммунистический, 65  
e-mail: vlsofronov@mephi.ru*

Среднетемпературный электролизер комплектуется 24 анодами, изготовленными из коксовых пластин. Анодный комплект комплектуется анодами со схожими электрофизическими характеристиками. В течение года на ремонт выводится порядка 40% электролизеров. Причиной этого в основном является нарушение целостности анодов примерно через 3000 часов работы электролизёра. На энергоёмкость процесса электролитического получения фтора, непроизводительные потери ценного реагента, фтороводорода, и содержание в получаемом фторе посторонних газообразных примесей в виде химических соединений фтора, водорода, кислорода и азота большое влияние оказывают нестабильность напряжения электролиза, температура электролита и концентрация в нем фтороводорода. Стабильность названных параметров зависит от многих факторов, таких как токовые нагрузки, расход охлаждающей воды, проходящей через электролизер и ряда других, в том числе зависящих от индивидуальных особенностей каждого электролизера. К этим особенностям относятся качество анодных пластин, определяемое их пористостью, удельной электропроводностью и шероховатостью их поверхности.

В докладе будут приведены способы контроля эксплуатационной стойкости анодного материала еще до эксплуатации с целью предотвращения отказа электролизера с малым пробегом из-за разрушения анодов. Так же проведен анализ качества угольных анодов на приборе Термоанализатор SDTQ600 благодаря, которому определялась качественная характеристика анода.

## **ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ОЧИСТКИ ФТОРОВОДОРОДА ЭЛЕКТРОМЕМБРАННЫМ МЕТОДОМ**

*Калаев М.Е., Гузеев В.В.*

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,*

*г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65,*

*e-mail: c777Mikael@mail.ru*

Для разделения газовых смесей используется несколько методов: сжижение с последующей ректификацией, мембранное разделение, которое происходит благодаря созданию разности давлений по обе стороны мембраны и сорбция.

Разделение и очистка фтороводорода – одна из частных задач, которая возникла в атомной промышленности, где фтороводород используется для электролитического получения фтора и при гидрофторировании оксидов урана.

На сегодняшний день существует только один промышленный метод очистки фтороводорода от примесей – ректификация, которую для достижения необходимой степени очистки фтороводорода от примесей (99,99 %) необходимо проводить только в двухстадийном режиме, что сопровождается повышенными энергетическими затратами. Поэтому необходим поиск новых методов очистки фтороводорода от примесей.

Нами была спроектирована и изготовлена установка для осуществления процесса переноса газа через полимерную мембрану под действием электрического поля, позволяющая получать очищенные фракции газа в лабораторных условиях, на которой были проведены исследования процесса электромембранной очистки фтороводорода.

Установка состоит из ряда последовательно установленных мембран, через которые под действием электрического поля проходит смесь газов. На каждой ступени происходит разделение газов. Наступает такой момент, когда на некоторой ступени концентрация одного из газов близка к 100 %. Это означает, что с этой ступени надо отбирать выделенный из всего состава отдельный газ. Через несколько ступеней возникает эта же ситуация для другого газа. Таким образом, устанавливается необходимое количество ступеней и точек отбора для полного разделения смеси газов на составляющие.

Методика проведения исследований, полученные вольт-амперные характеристики процесса электромембранной очистки фтороводорода, а также степени разделения фтороводорода и примесей при использовании различных полимерных мембран и другие показатели данного процесса будут рассмотрены в докладе.

## СПОСОБ ИЗВЛЕЧЕНИЯ ЦИРКОНИЯ В РАСТВОР С ПОМОЩЬЮ БИФТОРИДА АММОНИЯ

*Курченко Е. И.*

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

Россия на данный момент имеет 7 % от всех мировых запасов циркония и занимает 13 место по его производству, тогда как объемы потребления растут с каждым годом [1]. Данная фторидная технология позволяет извлекать цирконий из предварительно активированного цирконового концентрата без использования хлора и элементного фтора, что значительно упрощает аппаратное оформление процесса, так как фтор агрессивен и имеет высокую стоимость [2]. Поэтому перспективной альтернативой фтору и хлору является бифторид аммония.

Содержание элементов в термообработанном цирконе, которых в концентрате не менее 0,1 %: Zr – 48,6 %, Si – 15,04 %, Hf – 1,13 %, РЗЭ – 1,14 %, Th – 0,28 %, U – 0,67, Al – 0,34 %, Ca – 0,18 %, Fe – 0,1 %.

Цирконовый концентрат смешивался с бифторидом аммония и нагревался до 200°C. Макрокомпоненты реагируют следующим образом:



Далее профторированный концентрат поступал на обескремнивание для очистки порошка от гексафторосиликата аммония  $(\text{NH}_4)_2\text{SiF}_6$  при 320°C. После смесь вновь спекалась с бифторидом аммония, чтобы дофторировать непрореагировавшие оксиды на первой стадии фторирования. Полученная смесь растворялась в подкисленной воде и фильтровалась от твердого остатка.

Таким образом, данным методом удалось достичь извлечения циркония в раствор на 99 % с удалением примеси кремния.

### ЛИТЕРАТУРА

1. О состоянии и использовании минерально – сырьевых ресурсов Российской Федерации в 2014 году – Москва 2014 – 387 с.
2. Мельниченко Е.И., Крысенко Г.Ф., Эпов Д.Г. Химические свойства  $(\text{NH}_4)_2\text{SiF}_6$ // Журнал неорганической химии. –2005. – Т. 50. – № 2. – С. 192–196.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭНЕРГИИ АКТИВАЦИИ СУБЛИМАЦИИ ГЕКСАФТОРОСИЛИКАТА АММОНИЯ

*Лобаненко А.И., Фомичева М.С.*

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

Ранее на базе СТИ НИЯУ МИФИ проводились исследования влияния на температурный режим сублимации гексафторосиликата аммония и его кинетику различных параметров проведения процесса, таких как скорость нагрева, высота слоя образца в испарителе, геометрия испарителя и т.д. В продолжение данных исследований было решено изучить влияние этих параметров на значение энергии активации процесса сублимации. Для определения энергии активации сублимации было решено использовать метод, основанный на изменении массы  $\Delta m$  от температуры  $T$  протекания процесса, при этом сама энергия активации  $E$  определялась по формуле:

$$E = tg\varphi \cdot R,$$

где  $\varphi$  – угол наклона прямолинейной зависимости  $\ln \left[ \ln \frac{100}{100 - \Delta m} \right]$  к оси обратной температуры  $\frac{1}{T}$ ;

$R$  – универсальная газовая постоянная ( $8,314 \cdot 10^{-3}$  кДж/(моль·К)). В ходе проведения расчетов значений энергии активации процесса сублимации гексафторосиликата аммония были выявлены закономерности, аналогичные обнаруженным ранее при изучении температурного режима и кинетики данного процесса. В докладе кроме непосредственно результатов расчетов приводятся данные закономерности, а также обсуждаются возможные причины их возникновения.

### ЛИТЕРАТУРА

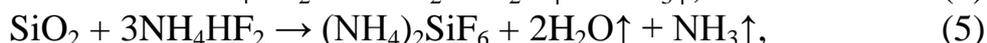
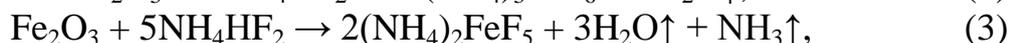
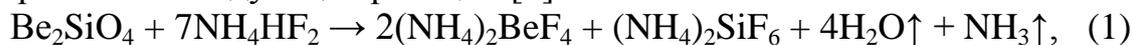
1. Федин А.С., Ожерельев О.А. Методология исследований сублимационной очистки фторидов. // Изв. вузов. Физика. 2013г. т. 56., № 4/2, с.312-320.
2. Федин А.С., Ворошилов Ф.А., Кантаев А.С., Ожерельев О.А. Исследование процесса сублимации гексафторосиликата аммония. // Известия Томского политехнического университета. 2013г. т. 323. № 3. с.23-27.
3. Федин А.С., Ожерельев О.А., Ворошилов Ф.А., Кантаев А.С., Костарева Т.В. Исследование десублимации гексафторосиликата аммония. // Известия Томского политехнического университета. 2013г. т. 323. № 3. с.28-33.

## СПОСОБ ПЕРЕРАБОТКИ БЕРИЛЛИЕВОГО СЫРЬЯ

Малютин Л.Н., Петлин И.В.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: prof\_1990@mail.ru

На базе кафедры ХТРЭ ФТИ НИ ТПУ разработан способ переработки бериллиевого сырья по фтораммонийной схеме. Суть данного метода заключается в том, что бериллиевый концентрат (берилловый, берtrandитовый, фенакитовый), минуя стадии термической или химической активации, непосредственно фторируется гидрофторидом аммония ( $\text{NH}_4\text{HF}_2$ ) при 180 °С. Протекают следующие реакции [1]:



Продукционные газы отправляют на стадию абсорбции с целью получения  $\text{NH}_4\text{OH}$ . Образующийся спек растворяют в воде, причем в раствор в наибольшем количестве переходят бериллий и кремний; примеси (Fe, Al, Ca), находясь во фторидной форме, растворяются в меньшей степени и остаются в осадке. Далее бериллиевый раствор очищают от примесных кремния, железа и алюминия осаждением с помощью  $\text{NH}_4\text{OH}$  при уровне pH, равном 9,0. Было установлено, что значительная часть бериллия (до 23 %), не гидролизуясь, сорбируется на осадке. Для устранения дальнейших потерь бериллия осадок гидроокисей примесей промывают дистиллированной водой. Продукционный раствор и промывные воды объединяют и направляют на кристаллизацию  $(\text{NH}_4)_2\text{BeF}_4$ . Упаривание раствора проводят до установления объемного соотношения жидкость-гель (кристаллы фторбериллата аммония имеют гелеобразную форму), равного 1:1. По завершению фильтрации образованной пульпы раствор отправляют на стадию регенерации фторирующего агента, а кристаллы переносят в печь для сушки и дальнейшего последовательного термического разложения  $(\text{NH}_4)_2\text{BeF}_4$  до фторида бериллия. Прокаленный при 700 °С фторид бериллия пригоден для использования в качестве исходного сырья для получения металлического бериллия или его оксида.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Химия и технология редких и рассеянных элементов, ч.1. Под ред. К.А.Большакова. Учебное пособие для вузов. Изд.2-е, перераб. и доп. М.: «Высшая школа», 1976. – с.192-204.

## **ВЫБОР ОПТИМАЛЬНОЙ СХЕМЫ ВСКРЫТИЯ УЧАСТКА МЕСТОРОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫМ БЛОКОМ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА ПРИ ПОМОЩИ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ**

*Недоспасов А.А., Гуцул М.В., Носков М.Д.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр. Коммунистический, 65  
e-mail: onotole.great@mail.ru*

В настоящее время перспективным способом добычи урана является скважинное подземное выщелачивание (СПВ). Для того, чтобы добыча урана методом СПВ проходила наиболее эффективно, важно правильно выбрать схему вскрытия рудного тела технологическими скважинами. Для выбора оптимальной схемы вскрытия целесообразно использовать математическое моделирование процесса СПВ.

Настоящая работа посвящена применению специализированного программного обеспечения КУРС, разработанного в Северском технологическом институте НИЯУ МИФИ, для определения оптимальной схемы вскрытия участка залежи эксплуатационным блоком. Программа КУРС позволяет проводить моделирование процесса СПВ с учетом геологического строения продуктивного горизонта и режимов работы технологических скважин, а также определять геотехнологические показатели отработки.

В ходе исследования были построены цифровые модели проектов эксплуатационных блоков, включающие в себя модель геологической среды и различные варианты расположения технологических скважин. На основе цифровых моделей были проведены расчёты процесса СПВ и определены геотехнологические показатели отработки (время работы и отношение ж/т до достижения 80% извлечения урана, среднее содержание урана в продуктивных растворах, удельный расход кислоты и др.). Эти данные были использованы для расчета экономических показателей отработки (себестоимость добычи урана, затраты на сооружение блока и эксплуатационные расходы). На основе сравнения геотехнологических и экономических показателей была определена схема вскрытия, обеспечивающая наиболее эффективную работу блока.

Таким образом, математическое моделирование показало себя, как эффективный инструмент, позволяющий анализировать различные схем вскрытия на этапе проектирования и определять наилучшие проекты эксплуатационных блоков.

## **ВЛИЯНИЕ ОСНОВНЫХ ГЕОЛОГИЧЕСКИХ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ НА ИНТЕНСИВНОСТЬ ДОБЫЧИ УРАНА МЕТОДОМ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ**

*Сакирко Г.К., Истомин А.Д., Носков М.Д.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск, Томской обл., пр. Коммунистический, 65  
e-mail: nmd@ssti.ru*

Интенсивность добычи урана методом скважинного подземного выщелачивания (СПВ) сложным образом зависит от большого количества различных геологических и технологических факторов. Эффективное управление предприятием возможно только при наличии адекватных методов краткосрочного и долгосрочного прогнозирования добычи урана. Подобные прогнозы возможно получить путем математического моделирования. Различают детерминистические и стохастические математические модели.

Детерминистическая математическая модель пригодная для практических прогнозных расчетов, должна быть адекватна гидродинамическим и физико-химическим процессам, происходящим в продуктивном горизонте. Что приводит к необходимости многомерных расчетов полей различных физических величин (распределения давления, скорости фильтрации и т.п.) с учетом множества геотехнологических параметров. Данное обстоятельство приводит к высокой сложности определения параметров модели и большому времени расчета. Данные модели пригодны для прогнозирования отработки отдельных боков, однако трудоемкость вычислений приводит к малой эффективности при планировании разработки месторождения в целом. Стохастическая модель должна описывать влияние множества геологических и технологических факторов на интенсивность добычи урана. Построение подобной модели возможно только при наличии большого объема информации по отработке реальных эксплуатационных блоков. Для построения данных моделей необходимо применять методы математической статистики. В виду наличия большого числа параметров, влияющих на динамику добычи урана методом СПВ, целесообразным является использование метода многофакторного статистического анализа.

В докладе представлены результаты многофакторного статистического анализа добычи урана методом СПВ. Определены основные факторы, влияющие на качество технологических растворов (содержание урана и кислоты), средний темп добычи и массу добытого урана.

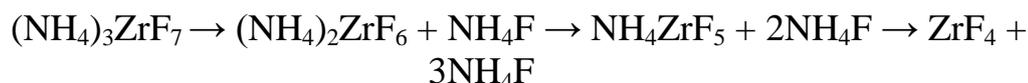
## СУБЛИМАЦИОННОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ ФТОРАММОНИЙНЫХ КОМПЛЕКСОВ ЦИРКОНИЯ И КРЕМНИЯ

Смороков А.А.

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

Согласно фтораммонийной технологии переработки циркона после стадии фторирования сырья

$2\text{ZrSiO}_4 + 13\text{NH}_4\text{HF}_2 \rightarrow 2(\text{NH}_4)_3\text{ZrF}_7 + 2(\text{NH}_4)_2\text{SiF}_6 + 8\text{H}_2\text{O} + 3\text{NH}_3$   
проводилось сублимационное разделение кремниевой и циркониевой составляющих. Процесс проводился при (350, 400, 450) °С – кремний в виде гексафторосиликата аммония переходит в газовую фазу с последующей десублимацией. Одновременно с этим происходит разложение циркониевой составляющей. Из гептафтороцирконата аммония поэтапно отщепляется фторид аммония вплоть до образования тетрафторида циркония [1].



Фтораммонийные комплексы циркония имеют большую растворимость в воде, чем тетрафторид циркония. Это необходимо учитывать, так как для получения  $\text{ZrO}_2$  необходимо перевести цирконий в раствор. После обескремнивания продукт растворялся в воде. Растворы №1, №2, №3 – растворы после растворения обескремненного продукта при (350, 400, 450) °С.

Элементы	№1, мг/л	№2, мг/л	№3, мг/л
Zr	17820	6623	4318
Hf	409,8	124,7	178,6
Fe	13,88	12,43	18,37
Si	54,77	0,50	2,18

Исходя из результатов опытов установлено, что с увеличением температуры в системе происходит уменьшение доли растворимого циркония, что потребует дополнительного фторирования для более полного растворения циркония.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Годнева М.М., Мотов Д.Л. Химия фтористых соединений циркония и гафния. Ленинград: «Наука», 1971.

## **УДАЛЕНИЕ ОБОЛОЧЕК ИМИТАТОРА ОТВС ИЗ РАСТВОРИТЕЛЯ ОЯТ ИМПУЛЬСОВ СЖАТОГО ВОЗДУХА В ЗАВИСИМОСТИ ОТ МОДИФИКАЦИИ ПРИЕМНОГО КОМПЛЕКСА АППАРАТА**

*Хлебус К.А.*

*ФГБУН Институт гидродинамики им. М.А. Лаврентьева Сибирского  
отделения Российской академии наук, 630090, г. Новосибирск, пр.*

*Лаврентьева, 15*

*e-mail: khlebus@hydro.nsc.ru*

Регенерации ценных компонентов из ОЯТ с возвратом их в цикл и отделения радиоактивных отходов с безопасным способом их захоронения является первоочередной задачей атомной промышленности [1—3]. Институт гидродинамики спроектировал и изготовил новую улучшенную конструкцию аппарата-растворителя, предназначенную для радиохимической технологии переработки отработавших ТВС различных реакторов ЯЭУ. Данный аппарат представляет собою реактор кольцевой периодический с системой импульсного пневмотранспорта (РКП-ИПТ), с последующим удалением остающихся нерастворимых фрагментов оболочек ТВС импульсом сжатого воздуха, по двухканальной системе трубопроводов в магистраль импульсного пневмотранспорта и далее по трубопроводу в могильник на захоронение.

Целью работы является экспериментальное исследование пневмоимпульсного удаления фрагментов имитатора оболочек ТВС из аппарата в зависимости от модификации приемного комплекса, а задачей - получение полноты и стабильности удаления при сохранении постоянных параметров подаваемого импульса сжатого воздуха.

Исследования проводили на стенде импульсного пневмотранспорта расположенного на территории Института гидродинамики, содержащем аналоги основных элементов технологической цепочки переработки ОТВС завода РТ-1 ПО «Маяк», такие как аппарат-растворитель, трубопроводную магистраль, систему быстрозапирающего устройства, ресивера сжатого воздуха изготовленные в натуральную величину.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Сваровский А.Я. Обращение с отработавшим ядерным топливом АЭС в России: учебное пособие. Северск: СТИ НИЯУ МИФИ, 2010. 114с.
2. Кошелев Ф.П., Силаев М.Е., Селиваникова О.В. Технология ЯТЦ и экология: учебное пособие. Томск: Изд-во ТПУ, 2008. 208с.
3. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС. М.: МЭИ, 2007. 448с.

## **ИНТЕНСИФИКАЦИЯ ДОБЫЧИ УРАНА ИЗ ЦЕЛИКОВ НА СТАДИИ ДОРАБОТКИ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ БЛОКОВ ПОЛИГОНОВ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ**

*Шрайнер А.Э., Носков М.Д.*

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

Скважинное подземное выщелачивание (СПВ) – способ разработки месторождений, при котором происходит воздействие на залежь на месте ее залегания с целью перевода полезных компонентов в раствор и последующее их извлечение. АО «Далур» - предприятие, разрабатывающее Далматовское и Хохловское месторождения, по добыче урана способом СПВ. Значительная часть блоков Далматовского месторождения находится на завершающей стадии разработки, поэтому для АО «Далур» является актуальной задача интенсификации добычи урана из целиков. Целик - часть залежи (пласта) полезного ископаемого, не извлечённая в процессе разработки месторождения. В настоящей работе исследования проводились с помощью специализированного программного пакета «Курс», разработанного в СТИ НИЯУ МИФИ. Система «Курс» позволяет создавать цифровые модели эксплуатационных блоков, включающие в себя модели геологической среды и технологических объектов, а также проводить моделирование процесса выщелачивания урана. Исследования проводились на примере блока У-3, расположенного на Усть-Уксянской залежи Далматовского месторождения. Была построена геотехнологическая модель блока. Проведено эпигнозное моделирование, результаты которого сравнены с фактическими данными. Достаточно хорошее совпадение эпигнозного моделирования с фактическими геотехнологическими данными отработки блока по 5 января 2015 года демонстрирует адекватность рабочей модели. На основе результатов эпигнозного расчета проведено прогнозное моделирование, после которого были определены положения целиков и их характеристик. на основе математического моделирования процесса СПВ подготовлены предложения по интенсификации добычи урана из целиков. Правильность предложений была проверена с помощью многовариантных вычислительных экспериментов. На основе анализа результатов вычислительных экспериментов, определены наиболее эффективные с технологической и экономической точек зрения предложения по интенсификации добычи урана из целиков.

*Секция*  
**АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ЯДЕРНОГО  
НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ, БЕЗОПАСНОСТЬ  
И ЭКОЛОГИЯ ЯДЕРНОЙ ОТРАСЛИ**

---

## МЕТОДЫ ОЦЕНКИ ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ПЕНАЛОВ ДЛЯ ХРАНЕНИЯ ОЯТ

*Абрамец В.В., Лидер А.М., Салчак Я.А., Седнев Д.А.*  
*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск,*  
*пр. Ленина, 30*  
*e-mail: vvabramets@yandex.ru*

К 2030 году в России, предположительно, будет накоплено около 4000 т отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), получаемого с реакторных установок атомных электростанций [1]. ФГУП ФЯО ГХК является единственным предприятием в России, разрабатывающим комплекс сухого хранения ОЯТ. Находящееся в хранилище топливо предполагается располагать в пенале для хранения ОЯТ. Согласно нормативным документам атомной энергетики (АЭ) необходимо проводить оценку качества пеналов с ОЯТ с помощью методов неразрушающего контроля. В настоящее время активно развивается применение методов ультразвукового контроля (УЗК). В основном внедрению методов УЗК в производственные процессы АЭ препятствует отсутствие стандартов выполнения инспекции. В рамках данной работы разработана общая методика УЗК, которая может быть применена для оценки технического состояния пенала. Объект исследования состоит из заготовок, соединенных между собой сварными швами, являющимися уязвимыми частями, поэтому методика направлена на контроль качества данных соединений. Апробирование методики осуществлено на лабораторной установке УЗК, разработанной в ТПУ. Результаты проведенного контроля обладают высоким уровнем точности, не уступая результатам рентгенографии, применяемой чаще всего на производстве. Разработанная методика, созданная соответствует всем предъявляемым требованиям в области АЭ и после апробации может быть предложена к внедрению на предприятиях ГК «Росатом».

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

### ЛИТЕРАТУРА

1. ОЯТ Ленинградской АЭС – абсолютный приоритетный проект ГК «Росатом» [Электронный ресурс]. – URL: [http://www.laes.ru/content/actual/2011/22\\_11\\_11\\_3.htm](http://www.laes.ru/content/actual/2011/22_11_11_3.htm), свободный, - язык русский, дата обращения: 17.09.2015.

## РАЗРАБОТКА ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ ДЛЯ ДЕЗАКТИВАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ КОНЦЕНТРАТОВ И РУД

*Андропов М.О.<sup>1,2</sup>, Жиганов А.Н.<sup>1</sup>, Сачков В.И.<sup>1,2</sup>*

<sup>1</sup>*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г. Северск Томской обл., пр. Коммунистический, 65,*

<sup>2</sup>*Сибирский физико-технический институт имени академика В.Д.  
Кузнецова Томского государственного университета, 634050, г. Томск,  
пл. Новособорная, 1  
e-mail: hudojnick@ya.ru*

В настоящее время приобрел особую актуальность вопрос получения концентратов и солей редкоземельных металлов (РЗМ). Большинство руд, содержащих РЗМ, радиоактивны, поэтому необходимо комплексное исследование и разработка технологии дезактивации суммарных концентратов РЗМ.

Дезактивацией называют процесс извлечения из суммарных концентратов радиоактивных элементов, в первую очередь тория и урана, а также продуктов их распада.

В настоящее время, применяются следующие методы дезактивации:

- а) осаждение и соосаждение;
- б) экстракция жидкими и твердыми экстрагентами;
- в) сорбция.

Сорбционные методы используются для глубокой очистки растворов от радиоактивных элементов [1]. На практике чаще всего встречается ионный обмен, осуществляемый с помощью ионообменных смол и мембран. Ионообменные смолы представляют собой нерастворимые органические вещества, содержащие ионогенные группы.

Для ионообменного концентрирования радионуклидов на примере сернокислых растворов были синтезированы и исследованы ионообменные смолы SOM, SOM+ТБФ, SMиМ, SMаМ, АОМ, АМиМ, АМаМ, ФОМ, ФМиМ, ФМаМ, АФОМ, АФМиМ, АФМаМ и сравнены с промышленно производимыми смолами марок CYBER CRX 250 и LEWATIT CNP 80. По результатам исследований показано, что некоторые из синтезированных ионообменных смол не уступают по качеству промышленно производимым.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Иониты в химической технологии / под ред. Никольского Б. П., Романкова П. Г. Л.: Химия, 1982.

## **ФОРМИРОВАНИЕ ТРЕБОВАНИЙ ДЛЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ**

*Башлай А.С., Годовых А.В.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск,*

*пр.Ленина,30*

*e-mail:alenk\_bashlai@mail.ru*

Значительные усилия в мире прилагаются для обеспечения безопасного обращения с ядерными материалами, направленные на обеспечение сохранности и непрерывности знаний о ядерных материалах.

На ядерном объекте циркулируют большие потоки информации: о технологических процессах, об учете и контроле ядерных материалов и др. Исходя из понятия непрерывности знаний о ядерных материалах, вся информация должна учитываться в той или иной мере.

Эффективность обработки больших объемов информации о ядерных материалах значительно возрастет, если собирать, обрабатывать, хранить и использовать в процедурах, связанных с учетом и контролем, современную автоматизированную систему учета и контроля ядерных материалов.

На ядерном объекте построение системы учета и контроля ядерных материалов отвечает ряду требований. При организации автоматизации на объекте накладываются дополнительные требования и ограничения. В явном виде в нормативных документах в области специального обращения с ядерными материалами нет четких требований к автоматизированной системе учета и контроля. Особенности строения атомной отрасли и уникальность построения отдельных объектов Российской Федерации стали причиной отсутствия жестких требований на фоне острой необходимости автоматизации отдельных процедур и всей системы в целом.

В работе осуществлен подбор требований к организации автоматизированной системы учета и контроля ядерных материалов в рамках действующей нормативно-правовой базы и представлен минимальный набор требований к автоматизированной системе учета и контроля ядерных материалов для ядерного объекта. Также рассмотрены документы отдельного функционирования и реализация структуры автоматизированной системы.

## ПРОБЛЕМА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЗАРУБЕЖНЫХ МАРОК ТОПЛИВА НА АТОМНЫХ СТАНЦИЯХ СОВЕТСКОЙ СБОРКИ

*Бугрина В.С. , Терещенко Е.В.*

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

Сегодня одним из главных вопросов ядерного нераспространения является использование топлива компании Westinghouse на ядерных объектах Украины. В Европе есть опыт применения топлива Westinghouse в реакторах типа ВВЭР, так на финской АЭС по всем параметрам кассеты Westinghouse значительно уступали российским. Опыт с американской продукцией имели также чешские ядерщики. В ходе попытки загрузки сборок произошло повреждение конструкций из-за деформации американских сборок и их разгерметизации. В результате Финляндия и Чехия в целях безопасности отказались от дальнейшего использования топлива компании Westinghouse Electric. Американцы стали загружать свои адаптированные сборки в реакторы российской конструкции, установленные на Южно-Украинской АЭС. В результате произошло повреждение обода дистанцирующей решетки двух топливных сборок ТВС-W. Все проблемы и инциденты происходят из-за разности инженерных подходов и конструкций российского ВВЭР и западного PWR. В этих реакторах используются различные тепловыделяющие сборки (ТВС). На рис.1 изображен поперечный разрез активных зон двух реакторов сравнимой мощности — российского ВВЭР-1000 и американского Westinghouse PWR 4 – loop. Диаметр PWR составляет обычно 4,83 метра и больше, а корпус ВВЭР имеет диаметр всего в 4,535 м. Квадратная упаковка ТВС проигрывает гексагональной в плане неравномерности расхода теплоносителя по сечению ТВС.

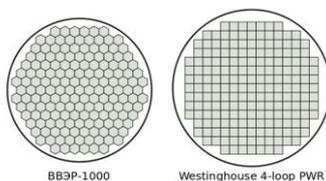


Рисунок 1 - Поперечный разрез активных зон

Сравнение характеристик топлива показывает, что топливо российской и американской сборки мало отличаются друг от друга. Таким образом, теоретически использование ТВС-W и ТВС-W2 Westinghouse на АЭС советского проектирования возможно, но проблематично и небезопасно.

## **ВЛИЯНИЕ ТЕХНИЧЕСКОЙ ОСНАЩЁННОСТИ КОНТРОЛИРУЕМОЙ ЗОНЫ КАТЕГОРИИ «А» ЗАКРЫТОГО АДМИНИСТРАТИВНО-ТЕРРИТОРИАЛЬНОГО ОБРАЗОВАНИЯ НА АНТИТЕРРОРИСТИЧЕСКУЮ ЗАЩИЩЁННОСТЬ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ**

*Буковецкий А.В., Гаврилов П.М., Моисеев П.Н.  
Федеральное государственное унитарное предприятие  
«Горно-химический комбинат», 662972, г. Железногорск  
Красноярского края, ул. Ленина, 53  
e-mail: atomlink@mcc.krasnoyarsk.su*

Главными целями создания особого режима безопасного функционирования находящихся на территории закрытого административно-территориального образования организаций, осуществляющих разработку, изготовление, хранение и утилизацию оружия массового поражения, переработку радиоактивных и других представляющих повышенную опасность техногенного характера материалов, военных и иных объектов, в рамках которого создаются контролируемые и запретные зоны, является недопущение противоправного завладения ядерными материалами и совершения действий террористической и/или диверсионной направленности в отношении ядерных объектов, обеспечение защиты сведений о ядерном оружии, ядерных вооружениях, других видах вооружения и военной техники, составляющих государственную тайну, а так же обеспечение безопасных условий для работы и проживания граждан.

Целью проведения работы является определение приоритета выбора модернизации системы физической защиты ядерного объекта дополнительному оснащению инженерно-техническими средствами существующего периметра контролируемой зоны категории «А» административно-территориального образования на основании анализа влияния технической оснащённости контролируемой зоны категории «А» ЗАТО на эффективность существующей системы физической защиты предприятия (антитеррористическую защищённость).

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Закон Российской Федерации от 14.07.1992 №3297-1 «О закрытом административно-территориальном образовании».
2. Постановление Правительства Российской Федерации от 11.06.1996 №693 «Об утверждении Положения о порядке обеспечения особого режима в закрытом административно-территориальном образовании, на территории которого расположены объекты государственной корпорации по атомной энергии «Росатом».

## ПРОБЛЕМЫ ЭКОЛОГИИ В АТОМНОЙ СФЕРЕ

*Воробьев А.И.*

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65,  
e-mail: nsc\_2012@mail.ru*

Научная оценка данных по влиянию предприятий атомной энергетики и атомной промышленности показывает, что достигнутый уровень современных ядерных технологий России обеспечивает высокую степень радиационной безопасности в нормальном режиме работы для населения и персонала.

Медицинские последствия для населения и ликвидаторов аварий и инцидентов на объектах атомной энергетики и промышленности неизмеримо меньше последствий связанных с другими видами промышленной деятельности таких же масштабов.

Анализ данных по радиационным инцидентам и авариям за 50 лет функционирования АЭ и АП СССР/России показывает, что в самой атомной отрасли вклад радиационного фактора в потери трудового потенциала значительно мал в сравнении с факторами профессиональной вредности и травматизмом на производстве.

Современные фактические дозы облучения населения и персонала от функционирования АЭ и ЯТЦ находятся значительно ниже научно подтвержденных порогов обнаружения вредных эффектов.

Среди экологических рисков для населения, радиационные риски от использования атомной энергии в мирных целях в сотни раз ниже рисков от техногенных загрязнений химически вредными веществами.

Существующая нормативно-правовая база в области охраны окружающей среды и защиты здоровья населения устанавливает неоправданно высокие допустимые уровни загрязнения по химически вредным веществам.

Такой дисбаланс в законодательстве и нормах является серьезным препятствием для реализации эффективной экологической политики и развитию высокоэкологических технологий.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Большов Л.А., Арутюнян Р.В., Линге И.И. Ядерные технологии и проблемы экологии. Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской Академии наук. 6 июня 2001 г. Москва, с. 24-35.
2. Экологические проблемы энергетики, Ростов-на-Дону, 2007 г. <http://phys.rsu.ru/web/students/RadSec/21.pdf>.

## **СОЗДАНИЕ ИНТЕРАКТИВНОЙ ИНФОРМАЦИОННОЙ СРЕДЫ В ОБЛАСТИ НОРМАТИВНОЙ ДОКУМЕНТАЦИИ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ**

*Годовых О. В., Давтян И.В.*

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

Обеспечение безопасности ядерных материалов (ЯМ) требует соответствующих условий обращения с ними. Эти условия являются результатом применения специально разработанных мер. Совокупность мер, направленных на обеспечение безопасности при обращении с ЯМ и представляет специальное обращение с ЯМ.

Одной из таких специальных мер является создание системы государственного учета и контроля ЯМ, в рамках которой, в том числе, функционируют объекты ядерного топливного цикла.

На сегодняшний момент, нормативно-правовая база учета и контроля ЯМ представляет из себя большое количество разнообразных указов, постановлений, федеральных норм и правил, инструкций и актов, находящихся в строгой подчиненности в соответствии с уровнями регулирования. Одновременно с государственной системой учета и контроля ЯМ на объектах ядерного топливного цикла реализована система учета и контроля радиоактивных веществ (РВ) и радиоактивных отходов (РАО). Эти две системы тесно взаимосвязаны и в максимальной степени контролируют вопросы учета и контроля ЯМ, начиная с минимальных количеств, подлежащих учету, и заканчивая вопросами перевода ЯМ в РВ и РАО.

Разрабатываемая интерактивная среда представляет собой базу данных и набор приложений для работы с содержимым. В базе данных особым образом структурированы различные материалы и, в большей степени, нормативные документы, регламентирующие функционирование ядерного объекта и обращение с ЯМ, РВ и РАО. Приложения отображают информацию доступным образом в соответствии с широкими возможностями настраиваемых фильтров и инструментов.

Данная среда реализуется с учетом особенностей существующих баз данных подобного рода и ориентирована, в первую очередь на подготовку специалистов в области учета и контроля ЯМ, РВ и РАО.

**РЕШЕНИЕ ЗАДАЧИ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ  
ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С ПРИМЕНЕНИЕМ  
ТЕХНОЛОГИИ САМОРАСПРОСТРАНЯЮЩЕГОСЯ  
ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СИНТЕЗА**

*Грицевич М.П., Демянюк Д.Г., Кондратьев Д.О.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: thedk@inbox.ru*

Непрерывно растущие потребности человечества в электроэнергии предопределили современные темпы развития ядерной энергетики. Увеличение темпов развития ядерной энергетики потянет за собой увеличение количества вовлеченных в оборот топливных ядерных материалов. Уровень развития ядерных технологий Российской Федерации позволяет многократно использовать отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) в ядерном цикле. Однако, это приводит к образованию все больших объемов радиоактивных отходов (РАО) на предприятиях ЯТЦ. В связи с тем, что накопление отходов продолжается, усилия специалистов развитых стран направлены на разработку и совершенствование способов их иммобилизации. Вне зависимости от подхода к обращению с РАО – длительное контролируемое хранение или окончательное захоронение, для изоляции таких отходов от окружающей среды необходима разработка технологий их компактирования с целью экологически безопасного захоронения в форме долговечных матричных материалов. Одной из таких технологий является самораспространяющийся высокотемпературный синтез (СВС). В данной работе произведен обзор и анализ используемых в наши дни способов иммобилизации ОЯТ и РАО. В результате данного сравнения были выделены достоинства технологии СВС, как одного из самых перспективных способов иммобилизации высокоактивных отходов (ВАО).

**ЛИТЕРАТУРА**

1. Рахимова, Н. Р. Композиционные вяжущие для иммобилизации токсичных и радиоактивных отходов [Текст] / Н. Р. Рахимова, Р. З. Рахимов, О. В. Стоянов // Вестник Казанского технологического университета. – Казань, 2013. – Т. 16, № 4. – С. 175-182.
2. Коновалов, Э. Е. Иммобилизация высокоактивных отходов в минералоподобные материалы с применением СВС-процесса [Текст] / Э.Е. Коновалов, С.В. Юдинцев, Б.С. Никонов // Ядерная энергетика (Известия вузов). – 2007. – № 1. – С. 23-33.

## РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ АКТИВНОСТИ ТВС ИРТ-3М ВО ВРЕМЯ ХРАНЕНИЯ

*Дмитриев С.К., Аникин М.Н., Наймушин А.Г.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: dmitriev@sibmail.com*

В настоящее время вопрос об измерении активности тепловыделяющих сборок ядерных реакторов после их эксплуатации остается актуальным.

Во время работы ядерного реактора в тепловыделяющих элементах образуется огромное количество нуклидов, являющихся источниками ионизирующего излучения.

Так как одним из важнейших вопросов при использовании атомной энергии является безопасность обращения с ОЯТ, то моделирование процесса изменения активности ТВС в целом является необходимым этапом обеспечения безопасности при обращении с ОТВС.

В настоящей работе входными данными [1] для определения изменения активности сборки во время хранения, были значения концентраций нуклидов, образующихся в ядерном топливе при его выгорании, полученные с помощью программы MSU [2].

Для отработавшей тепловыделяющей сборки была получена аналитическая зависимость, позволяющая определять активность ОТВС в зависимости от времени хранения.

На основе полученной аналитической зависимости изменения активности от времени хранения топлива была написана программа, которая позволяет определять активность ТВС в любой момент времени, с учетом времени облучения тепловыделяющей сборки, что позволяет производить дальнейшие исследования активности отработавшей тепловыделяющей сборки на этапе хранения и утилизации.

### ЛИТЕРАТУРА

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 конференция 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.

## СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ МЕТОДОВ ВИЗУАЛИЗАЦИИ РЕЗУЛЬТАТОВ УЛЬТРАЗВУКОВОГО КОНТРОЛЯ

*Долматов Д.О.*

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

Предприятия ядерно-топливного являются потенциально опасными объектами. С целью повышения безопасности их функционирования все большее внимание уделяется диагностике оборудования, целью которой является предупреждение возникновения аварийных ситуаций. Для решения данной задачи используются традиционные методы ультразвукового контроля, суть которых заключается в анализе отраженных сигналов от несплошностей в области исследования. Недостатками таких методов является низкая скорость ультразвукового контроля. Применение автоматизированных систем ультразвукового контроля позволяет избавиться от данного недостатка. Одним из важнейших преимуществ использования таких систем является возможность визуализации результатов ультразвукового контроля, что позволяет определить их реальную опасность. Методом визуализации, получившем наибольшее распространение в ультразвуковом неразрушающем контроле, является метод синтезированной апертуры (Synthetic Aperture Focus Technique) с использованием расчетов во временной области [1]. Главным недостатком такого метода является необходимость большого количества вычислений, что сказывается на скорости проведения контроля. Особенно критичен данный недостаток в случае применения фазированных антенных решеток, которые представляют собой набор пьезоэлектронных преобразователей, смонтированных в одном корпусе. Такие системы используют принцип поочередного испускания каждым элементом ультразвуковой волн и регистрации отраженного сигнала всеми преобразователями [2]. Методом, позволяющим увеличить скорость проведения контроля, является применение частотных методов для визуализации результатов. В данной работе рассмотрены возможности и преимущества этого метода.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Бархатов, В. А. "Развитие методов ультразвуковой дефектоскопии сварных соединений." Дефектоскопия 1 (2003): 28-55.
2. Bulavinov, A., Joneit, D., Kröning, M., Bernus, L., Dalichow, M. H., & Reddy, K. M. (2006). Sampling phased array a new technique for signal processing and ultrasonic imaging. Berlin, ECNDT.

## **ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ РЕНТГЕНОФЛУОРЕСЦЕНТНОГО АНАЛИЗА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАЛЫХ КОЛИЧЕСТВ РАДИОАКТИВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ПРОБАХ**

*Дубровка С.П.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: ms.dubrovka@mail.ru*

В области ядерной безопасности и нераспространении ядерных материалов спектрометрия занимает важное место, так как представляет собой совокупность качественного и количественного анализов исследуемого материала. В системе учета и контроля ядерных материалов всегда необходимо знать, прежде всего, с чем производится работа и в каком количестве данный материал представлен. Одним из методов спектрометрии является рентгенофлуоресцентный анализ, который обладает внушительным количеством достоинств. Рентгенофлуоресцентный анализ – это быстрый, неразрушающий и безопасный для окружающей среды метод анализа, обладающий высокой точностью и воспроизводимостью результатов.

В работе рассмотрена возможность использования волнодисперсионного рентгенофлуоресцентного спектрометра Спектроскан МАКС-G в целях определения малых количеств радиоактивных элементов в пробах. Данный спектрометр предназначен для определения содержаний химических элементов от Са до U в веществах, находящихся в твердом, порошкообразном, растворенном состояниях, а также нанесенных на поверхности или осажденных на фильтры. Спектрометр применяется для решения большого количества различных задач в нефтехимии, экологии, горнорудной промышленности, металлургии, атомной энергетике, геологии, различного рода экспертизах и научных исследованиях.

Исходя из проведенных исследований использование Спектроскана МАКС-G оказалось возможным при проведении рентгенофлуоресцентного анализа для определения малых количеств радиоактивных элементов.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Ревенко А.Г. Развитие рентгенофлуоресцентного анализа в России в 1991-2010 годах // Ж. аналит. химии. 2011. Т. 66. № 11. С. 1174-1187.
2. 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.

## **ВОПРОСЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ В СИСТЕМЕ БЕЗОПАСНОСТИ**

*Евтушенко К.П., Годовых А.В.*

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

Проектирование охраняемого объекта начинается с анализа уязвимости его системы физической защиты. При проведении анализа уязвимости большое внимание уделяется модели данного объекта, которые создаются для оценки показателей уязвимости, отражающих структуру объекта в целом.

Анализ этих объектов позволяет выделить общие принципы их построения и используемые методы и подходы.

Перед созданием модели необходимо определить требования к будущей модели. Одним из таких требований является технология моделирования.

Выбор определенной технологии моделирования зависит от требований, предъявляемых к разрабатываемой модели. В свою очередь, графическое, проектное, имитационное, математическое и аналитическое моделирование, те технологии, которые позволяют раскрыть свойства объекта с разных сторон.

Итоговая модель охраняемого объекта должна соответствовать требованиям, предъявляемым к этой модели. В случае невыполнения требований, формулируются действия, которые направлены на обеспечение выполнения, поставленных перед ней задач, что, в свою очередь, отображает степень соответствия реально существующего объекта и его модели.

Возможность выявить потенциальные слабые стороны систем обнаружения еще на стадии моделирования приводит к снижению затрат при реализации проекта, а также обеспечивает должный уровень безопасности.

Моделирование систем безопасности разнообразных объектов способствует к существенному повышению эффективности отдельных проектированных систем.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ УРАНА И ТОРИЯ ИЗ НИТРАТНЫХ РАСТВОРОВ В ВОЗДУШНОЙ ПЛАЗМЕ

*Кадочников С.С., Зубов В.В., Каренгин А.Г.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: kemtown@inbox.ru*

Значительную часть ядерной энергетики в XXI веке будут составлять электростанции с реакторами на тепловых нейтронах (РТН), которые необходимо обеспечить дешевым топливом на весь период эксплуатации. С учетом ограниченности ресурса урана-235 и пока не решенных проблем лицензирования МОХ-топлива для использования в отечественных РТН, использование тория-232 в составе такого топлива открывает новые перспективы. Плазменная технология получения оксидных композиций из смесевых нитратных растворов обладает многими важными особенностями, выгодно отличающимися от технологии, основанной на механическом смешении компонентов [1]. Это возможность получения гомогенного распределения компонентов и заданного стехиометрического состава во всем объеме порошка; чистота материала, возможность активно влиять на морфологию частиц и др. Эта технология требует больших энерго- и трудозатрат. Снижение энергозатрат может быть достигнуто при плазменной обработке смесевых нитратных растворов урана и тория в виде оптимальных по составу диспергированных горючих водно-солеорганических композиций (ВСОК). В результате проведенных расчетов показателей горения различных по составу модельных водно-солеорганических композиций на основе этилового спирта (ацетона) определены составы горючих ВСОК, обеспечивающие их энергоэффективную и экологически безопасную обработку в воздушной плазме. По результатам проведенных термодинамических расчетов процесса плазменной обработки смесевых нитратных растворов урана и тория в виде горючих ВСОК определены оптимальные режимы их обработки в воздушной плазме. Для расчетов использовалась лицензионная программа «TERRA». Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании энергоэффективной технологии плазмохимического синтеза гомогенных оксидных уран-ториевых композиций.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Туманов Ю. Н., Бутылкин Ю. П., Коробцев В. П., Бевзюк Ф. С., Грицюк В.Н., Батарее Г. А., Хохлов В. А., Галкин Н.П. Способ получения урансодержащих смесевых оксидов. — Авт. свидетельство СССР № 904393, 1976.

## ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ

*Зинатулина С.Р., Годовых А.В.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: Safina\_0194@mail.ru*

Вместе с развитием современных информационно-коммуникационных технологий, развиваются и системы безопасности. В настоящее время существует множество объектов различного назначения, в том числе и опасных объектов промышленности, к которым предъявляются специфические требования в области обеспечения безопасности.

Система безопасности объекта подразумевает под собой объединение инженерно-технических средств, посредством коммутации и создания информационной среды, в результате взаимодействия которых должен поддерживаться необходимый уровень функционирования всех подсистем. Автоматизация, телекоммуникация и использование информационных технологий в системах безопасности являются основными средствами повышения эффективности этих систем.

Процесс развития систем безопасности до комплексных и интегрированных сопровождается автоматизацией. Она все больше используется для решения определенных технологических задач. В то же время уровни автоматизации современных систем безопасности сильно разнятся. Системы с максимальным уровнем автоматизации, за счет расширения возможностей, используемых технологий сегодня называются интеллектуальными. Дальнейшее развитие «интеллектуальных» систем безопасности переведет их на новый качественный уровень «когнитивных» систем, реализующихся на расширенном использовании информационных сред.

Развитие систем безопасности, должны сопровождаться своевременным совершенствованием нормативно-правовой базы. Отставание одного из сегментов комплексного подхода к обеспечению безопасности негативно влияет на развитие отрасли в целом.

## **ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ПРИ ДОБЫЧЕ УРАНА МЕТОДОМ ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ**

*Карманова А.В., Носков М.Д., Кеслер А.Г., Теровская Т.С.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036, г.  
Северск Томской обл., пр. Коммунистический, 65  
e-mail: anushta96@yandex.ru*

Атомные электростанции работают на уране, который необходимо добыть из недр Земли. Добыча урана ведется традиционными способами (шахты и карьеры), так и геотехнологическими методами (СПВ, подземное выщелачивание, кучное выщелачивание). Обеспечение экологической безопасности добычи урана является одним из условий устойчивого развития атомной энергетики.

При добыче урана традиционным способом и его переработке образуются отвалы пустой породы и отходы процесса обогащения урана, так называемые урановые хвосты. По своему составу и возможному воздействию на окружающую среду наиболее опасны хвостохранилища. Также, при добыче традиционным способом нарушается рельеф и образуются пустоты в горных породах.

СПВ урана не сопровождается образованием отвалов пород и хвостохранилищ, осушением подземных водоносных горизонтов, образованием сбросных вод гидрометаллургических заводов и др. Таким образом, добыча урана данным методом оказывает меньшее влияние на окружающую среду по сравнению с традиционными способами добычи урана. Однако, при разработке месторождения методом СПВ, в результате нагнетания выщелачивающего реагента и взаимодействия его с вмещающей породой, в подземные воды поступают различные загрязняющие вещества. Для совершенствования системы экологического мониторинга и прогнозирования состояния геологической среды целесообразно использовать специализированное проблемно-ориентированное ПО, позволяющее моделировать распространение загрязнения в подземных водах.

В настоящей работе с помощью специализированного программного обеспечения, разработанного в Северском технологическом институте НИЯУ МИФИ, было проведено компьютерное моделирование распространения загрязняющих веществ при разработке Хохловского месторождения.

## ЭФФЕКТИВНЫЙ МЕТОД ИММОБИЛИЗАЦИИ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

*Катаева О.И., Седнев Д.А.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: o.i.kataeva@gmail.com*

Вопрос обращения с радиоактивными отходами (РАО) сегодня актуален во многих странах. Это связано с тем, что на многих АЭС в процессе эксплуатации скопилось большое количество РАО, кроме того в настоящее время многие станции в мире подлежат демонтажу. Сегодня технология остекловывания является одним из лучших способов утилизации высокоактивных отходов (ВАО). Применение данного метода значительно сокращает объем отходов, в результате чего образуется устойчивая к воздействию окружающей среды и пригодная для долговременного хранения форма РАО.

Из множества разработок выделяют две технологии процесса остекловывания, которые применяются в ядерной энергетике. Одна из них была разработана в Научно-исследовательском центре, Карлсруэ, Германия. Особенностью данной разработки является керамическая печь, плавление стекломассы в ней осуществляется за счет тепла, выделяющегося при прохождении электрического тока, подводимого к электродам непосредственно через расплав. Практика использования керамической печи в производстве обычного стекла показала, что возможно проводить плавление очень сложных по составу стекол и получать конечный продукт высокого качества. Кроме того керамические материалы обладают высокой жаропрочностью, превосходной коррозионной стойкостью и малой теплопроводностью, а также они являются хорошими диэлектриками.

В данной работе представлена схема иммобилизации отходов в стеклянную матрицу, рассмотрен принцип функционирования керамической печи. В экспериментальной части рассчитана зависимость удельного электрического сопротивления от температуры, измерения проводились в Научно-исследовательском центре, Германия, и по результатам эксперимента был выбран лучший тип керамики для плавильной печи.

\*Выполнено при финансовой поддержке Благотворительного Фонда культурных инициатив (Фонд Михаила Прохорова).

### ЛИТЕРАТУРА

1. G/ Roth, « INE's HLLW Vitrification Technology», atw 40. Jg., Heft 3, 1995, S. 144-177.

## ИССЛЕДОВАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА СО СТЕНКОЙ МОДЕЛИ КОРПУСА РЕАКТОРА

Бакланов В.В.<sup>1</sup>, Градобоев А.В.<sup>2</sup>, Коянбаев Е.Т.<sup>1</sup>, Сапатаев Е.Е.<sup>1</sup>  
Кожухметов Е.А.<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, 071100,  
Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 10,

<sup>2</sup>Юргинский технологический институт Томского политехнического  
университета, 652055, г. Юрга,  
Кемеровская обл., ул. Ленинградская 26,  
e-mail: kozhahmetov\_e@nnc.kz

На сегодняшний день для обоснования безопасности проектируемых реакторных установок и предотвращения последствий тяжелых аварий на действующих реакторах необходимо изучить изменения свойств и структуры корпусной стали реактора при взаимодействии с расплавом материалов активной зоны (кориум) в процессе гипотетической тяжелой аварии с потерей теплоносителя. Механизм разрушения корпуса реактора за счет физико-химического воздействия кориума не изучен в достаточной степени в мировой практике, и результаты моделирования такого воздействия, полученные, в условиях крупномасштабного эксперимента являются, в настоящее время новыми и востребованными. В рамках данной работы на экспериментальной установке «ЛАВА-Б» НЯЦ РК проведен крупномасштабный интегральный эксперимент с применением 60 кг прототипа кориума, сливаемого из электроплавильной печи в модель днища корпуса легководного реактора, с последующей имитацией остаточного тепловыделения с применением плазмотронного нагревателя в течение около 1 часа, при максимальной температуре на стенке модели корпуса до 1400 °С. В работе представлены результаты материаловедческих исследований, направленных на выявление изменений микроструктуры и свойств материала днища при взаимодействии с кориумом в зонах эрозионного повреждения и термического влияния, и изучение продуктов взаимодействия кориума со сталью из области эрозионного повреждения. В результате исследований установлена структура и состав продуктов эрозионного воздействия субокисленного кориума на образец корпусной стали. Установлен физико-химический характер взаимодействия кориума со сталью, при котором образуются соединения и эвтектические сплавы, что может приводит к нарушению целостности материала корпуса при температурах, существенно меньших температуры плавления данной стали.

## **ВИДЕОАНАЛИТИКА В ОБЛАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ**

*Крылов С.И., Годовых А.В.*

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

Визуализация информация является приоритетной для человека в силу того, что большую часть информации он получает и анализирует с помощью зрительной системы и поэтому так важно использовать видеонаблюдение как источник визуальной информации.

Главным образом, видеонаблюдение применяется в системах безопасности. Задача обеспечения защиты опасных объектов является приоритетной задачей в нашей стране. Система может быть предназначена для круглосуточного наблюдения за технологическими процессами, в целях ситуационной обстановки за периметром объекта.

Ограниченность функциональности, зависимость от погодных условий и то, что при увеличении числа видеокамер оператор физически не способен следить в реальном времени за ситуацией – все это говорит о необходимости совершенствования процедур и технических средств, повышении требований к подготовке операторов. Один из подходов – это использование систем интеллектуальной видеоаналитики. Она представляет собой программные решения для работы с видеопотоками и технических средств видеонаблюдения. Важным моментом является учет того факта, что оператор и интеллектуальная система должны оптимально дополнять друг друга.

Функциональность комплексов видеоаналитики так же возрастает при их интегрировании с системами контроля доступа и другим оборудованием, предназначенным для обеспечения безопасности.

В работе представлены подходы и алгоритмы для совершенствования оценки обстановки на объекте. Представлены сценарии развития систем видеонаблюдения за счет включения функций контроля управления доступом, по средствам видеоаналитики.

## **АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА (ЯТЦ)**

*Кустарев О.С., Григорьев И.А., Звягинцева Е.Е.,  
Прилепа Р.А., Лебедев А.В.*

*Публичное акционерное общество «Машиностроительный завод»,  
144001, г.Электросталь Московской обл., ул. Карла Маркса, 12  
e-mail: coustar@rambler.ru*

Источником атомной энергии служит уран - химический элемент, в котором возможна самоподдерживающаяся цепная ядерная реакция. Предприятия ядерного топливного цикла (ЯТЦ) занимаются добычей и обогащением урана, а также производством ядерного топлива. Обеспечение ядерной безопасности на всех этапах топливного цикла, то есть создание и поддержание условий, направленных на предотвращение самоподдерживающейся цепной реакции деления и ограничение её последствий, является необходимым фактором для успешного развития атомной энергетики.

Важность обеспечения ядерной безопасности требует постоянного её совершенствования. В докладе представлены актуальные проблемы ядерной безопасности и возможные варианты их решения. Рассматриваются вопросы совершенствования систем аварийной сигнализации, применения компьютерной системы аварийного оповещения, автоматизации контроля параметров ядерной безопасности на примерах приборов контроля концентрации и влажности, применяемых в ПАО «МСЗ». Приведены примеры анализа ядерной безопасности оборудования и продукции предприятия с применением программной среды MSNP.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Внуков В.С. Безопасность ядерного топливного цикла: учебное пособие ИАТЭ / В.С. Внуков. – Обнинск, 2007.
2. Внуков В.С. Обеспечение ядерной безопасности на заводах, производящих ядерное топливо АЭС: справочное пособие / В.С. Внуков. – М.: Форум, 2010. – 208 с.
3. Дубовский Б.Г. Критические параметры систем с делящимися веществами и ядерная безопасность. Справочник/ Б.Г. Дубовский [и др.] - М.: Атомиздат. 1966.
4. Критические параметры делящихся материалов и ядерная безопасность. Справочник. - М.: Энергоатомиздат. 1984.

## **РАЗВИТИЕ ПРОЦЕССОВ ОБРАЗОВАНИЯ ВТОРИЧНЫХ ОТХОДОВ ПРИ ПРИМЕНЕНИИ ТЕХНОЛОГИИ ГИДРОАБРАЗИВНОЙ РЕЗКИ**

*Ластовец Ю.В., Степанов Б.П.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: lastovec.yuliya@mail.ru*

Во всем мире более 440 энергетических ядерных реакторов, которые находятся в эксплуатации. Последняя оценка предполагает, что 200 энергетических ядерных реакторов во всем мире должны быть закрыты к 2040 году. Стоимость вывода из эксплуатации АЭС во всем мире оцениваются в более чем 100 млрд. долларов. При этом большая часть затрат приходится на утилизацию и захоронение радиоактивных отходов. Основные способы и технологии ведения демонтажных работ определяются особенностями установки и конструкции демонтируемого оборудования. В работе рассмотрена технология абразивной резки, основанная на применении суспензии и струи воды. Технологический процесс применяется для резки активных компонентов, таких как корпуса реактора и его внутренних технологических компонентов. Недостатком этого метода является образование значительного количества отходов, которые содержат радиоактивные стальные стружки. В работе рассмотрены пути устранения этого недостатка и исследованы основные способы разделения отходов и их утилизации. На базе Технологического Института Карлсруэ в Германии, в Институте управления в строительстве проведены исследования по минимизации количества отходов с помощью их предварительного разделения. Также в Институте строительных материалов рассматривались возможности смешивания образующихся материалов со специальным бетоном для дальнейшего хранения в контейнерах. При реализации проекта предложен испытательный стенд для разделения компонентов из стали от абразивной смеси. Проведены испытания оборудования по описанному прототипу, достигнуто существенное сокращение получаемых конечных отходов. Основное внимание при реализации предложенных процессов уделяется способности дезактивации, компактности и мобильности элементов системы, а также надежности компонентов. Объединяя дополнительные технологии переработки и утилизации оборудования и дальнейшего смешивания радиоактивных отходов с бетоном для заполнения контейнеров, будет обеспечена полная и безопасная технология переработки отходов при демонтаже конструкций выводимых из эксплуатации АЭС.

## ЯПОНСКАЯ ЯДЕРНАЯ ПРОГРАММА И ПРОБЛЕМЫ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

*Ленков И.Л.*

*Новоуральский технологический институт, 624132, г. Новоуральск,  
Свердловской обл., ул. Ленина, 85  
e-mail: ivanlenkov1@mail.ru*

В 1967 г. Япония провозгласила три неядерных принципа: не обладать ядерным оружием, не производить ядерное оружие и не разрешать ввозить его на свою территорию.

Япония занимает уникальное место в системе нераспространения: страна имеет передовые технологии, которые могли бы использоваться для производства ядерного оружия, но в Японии строгое законодательство, запрещающее стране иметь ядерное оружие.

Но на данный момент идёт активная дискуссия по поводу изменения ядерного статуса Японии. Тщательный анализ недавних высказываний ведущих политиков Японии, отмечает японский профессор М. Куросава, показывает, что возможность изменения традиционной неядерной позиции Японии не может игнорироваться.

На данный момент позиция руководства Японии относительно ядерного вопроса остаётся неизменной, но всё может измениться в ближайшее время.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Дронишинец Н.П., Морозова Л.В. Сохранит ли Япония уникальное место в системе ядерного нераспространения? \ Десятая международная молодежная научная конференция «Полярное сияние – 2007». Ядерное будущее: безопасность, экономика и право: Сборник тезисов докладов. // Отв. Редактор проф. В.В. Харитонов: ред. коллегия: А.В. Мезенцев, Краснобаев А.С. Светличная Д.Н. – М.: МИФИ, 2007, с.465-466.
2. Kurosawa Mitsuru. Moving Beyond the Debate on a Nuclear Japan. -The Nonproliferation Review/Fall-Winter 2004.
3. Toki Masako, Nikitin Mary Beth. Opportunity for Japan over North Korea.- Asia Times Online. Japan News. Japan, November 2, 2006.
4. <http://www.aif.ru/politics/world/1148586>.
5. [http://www.discred.ru/news/minutoj\\_molchaniya\\_pochtila\\_japoniya\\_zhertv\\_atomnoj\\_bombardirovki\\_khirosimy/2015-08-06-14534](http://www.discred.ru/news/minutoj_molchaniya_pochtila_japoniya_zhertv_atomnoj_bombardirovki_khirosimy/2015-08-06-14534).

## **ПРОЕКТИРОВАНИЕ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ НА ОСНОВЕ СРЕДСТВ «NANOCAD»**

*Леонович Д. С., Степанов Б. П.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: dalena94@gmail.com*

Эффективная система физической защиты (СФЗ) создается для обеспечения надежных гарантий нераспространения и сохранности ядерных материалов. Проектирование СФЗ удобно осуществлять в автоматизированных программах, так как это позволяет избежать расчетных ошибок на столь сложном этапе или быстро перейти к их ликвидации.

Цель работы составить некоторый комплекс действий для обучения специалистов по вопросам проектирования эффективных СФЗ. В связи с поставленной целью выбрана программа «NanoCad ОПС». Она является типовой графической платформой, имеющей схожий интерфейс и принцип работы с современными аналогами. Это позволяет специалисту не только освоить данную систему компьютерного моделирования, но и осуществить легкий переход к системам других производителей. Также данная модификация программы обладает современной базой данных, необходимой для построения эффективной системы контроля и управления доступом и охранно-пожарной сигнализацией.

Результатом настоящей деятельности служит обучающий модуль системного проектирования и на базе его создание проектных лабораторий.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. NanoCAD 3.0.: Руководство пользователя. – М.: ДМК Пресс, 2012. – 504с.
2. Рыжова В. А. Проектирование систем безопасности. – СПб: НИУ ИТМО, 2012. – 157с.

## РАЗРАБОТКА NiAl МАТРИЦЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ МЕТОДОМ СВС

*Кузьмин В.С., Луцик И.О., Посохов Д.В., Семенов А.О.*  
*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30*  
*e-mail: iol4@tpu.ru*

Одним из долгосрочных и опасных последствий ядерных программ является накопление радиоактивных отходов [1].

Для того чтобы включённые в матрицу радионуклиды были надёжно иммобилизованы в течение необходимого времени, она должна обладать определённым комплексом физических и химических характеристик. В соответствии с данными требованиями в качестве матричного материала был выбран алюминид никеля.

Исходная шихта готовилась из расчета на прохождение следующей экзотермической реакции:



В ходе проведения синтеза матричных образцов к исходной шихте в качестве имитаторов радиоактивных отходов добавляли порошок  $\text{Nd}_2\text{O}_3$ , количество добавки варьировалось в пределах от 5 % до 70 % весовых.

При изучении влияния давления прессования образца на режимы протекания СВС-синтеза было установлено, что устойчивый режим распространения волны горения так же наблюдается лишь в случаях, когда величина давления прессования системы  $\text{NiAl} - \text{Nd}_2\text{O}_3$  составляет около  $30 \text{ кгс/см}^2$  и выше для любых значений температуры предварительного подогрева. Однако, при плотности системы исходной шихты выше  $50 \text{ кгс/см}^2$  имеет место значительный рост удельного энергетического выхода реакций, протекающих в единице объема образца, приводящее к термомеханическому разрушению образцов в процессе синтеза.

При исследовании пределов разбавления образцов выяснилось, что максимальная степень разбавления образца составляет около 70 масс. %, при превышении данного значения происходит затухание распространения волны горения, и реакция самораспространяющегося высокотемпературного синтеза прекращается.

### ЛИТЕРАТУРА

1. М. Скачек, Обращение с отработавшим топливом и радиоактивными отходами АЭС, Издательство: МЭИ, 488 с.

**УРАВНЕНИЯ КИНЕТИКИ РАДИАЦИОННЫХ ДЕФЕКТОВ**

*Матвеев М.В.<sup>1</sup>, Селиваникова О.В.<sup>1</sup>, Черепанов Д.Н.<sup>2</sup>*

*<sup>1</sup>Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30*

*<sup>2</sup>Томский государственный архитектурно-строительный университет, 634003, г. Томск, пл. Соляная, 2  
e-mail: ohgres@yahoo.com*

В настоящее время, одной из важных задач эксплуатации ядерных энергетически установок является прогнозирование работоспособности конструкционных материалов в условиях облучения высокоэнергетическими частицами, и поиск различных путей к увеличению ресурса их эксплуатации. Для решения этой задачи необходимо знать, какие количественные характеристики, входящие в состав уравнений кинетики накопления радиационных дефектов, и механизмы определяют количество точечных дефектов возникнет в кристаллической решетке ГЦК-материала.

Проблеме кинетики радиационных дефектов, посвящено множество публикаций, однако целостная концепция, учитывающая многообразие наблюдаемых в условиях воздействия высокоэнергетическими частицами явлений до сих пор отсутствует. Поэтому являются актуальными исследования, направленные на оценку параметров предложенных уравнений кинетики радиационных дефектов.

В работе приведён обзор необходимых количественных характеристик радиационных дефектов, уравнения кинетики, применяемые для модельных ГЦК - материалов, и выявленные в результате моделирования закономерности их поведения [1-4].

**ЛИТЕРАТУРА**

1. Starenchenko V.A., Cherepanov D.N., Selivanikova O.V. Modeling of plastic deformation of crystalline materials on the basis of the concept of hardening and recovery.// Russian Physics Journal.- 2014, Volume 57, Issue 2, June 2014 (Russian Original So. 2. February. 2014), pp. 139-151.
2. Ибрагимов Ш.Ш., Кирсанов В.В., Пятилетов Ю.С. Радиационные повреждения металлов и сплавов. М.: Энергоатомиздат, 1985. 240 с.
3. Кирсанов В.В., Суворов А.Л., Трушин Ю.В. Процессы радиационного дефектообразования в металлах. М.: Энергоатомиздат, 1985. 272 с.
4. Малыгин Г.А. Анализ факторов, вызывающих нестабильность деформации и потерю пластичности облученной нейтронами меди.// ФТТ.- 2005, т. 47, вып. 4, с. 632-638.

## **МЕТОД МАТЕМАТИЧЕСКОЙ КАЛИБРОВКИ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИХ СИСТЕМ В РАМКАХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РЕЖИМА ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ**

*Никишкин Т.Г.*

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

Режим ядерного нераспространения является одной из составных частей системы международных отношений и одним из наиболее актуальных вопросов современной инфраструктуры международной безопасности.

Для обеспечения ядерной безопасности и нераспространения ядерных материалов наиболее важен количественный анализ радиоактивных элементов, так как он позволяет определить степень обогащения материалов и массу радиоактивных нуклидов.

В области учёта и контроля наиболее широкое применение получили методы гамма-спектрометрии. Гамма-спектрометрия позволяет проводить качественный и количественный гамма-анализ [2]. Основным параметром, влияющим на количественный анализ при обработке спектра, является калибровка по эффективности.

В работе рассмотрены основные аспекты использования математических методов калибровки детектора по эффективности при проведении количественного гамма-анализа. Влияние математической калибровки на точность измерений рассмотрено на примере использования программы математической калибровки по эффективности LabSOCS (Laboratory Sourceless Object Calibration Software). В экспериментальной части проведены измерения ядерного материала в разной геометрии источник-детектор.

Проведённые исследования показали, что использование программы LabSOCS позволяет проводить наиболее точный количественный гамма-анализ по сравнению с гамма-анализом, основанным на традиционных методах калибровки детектора по эффективности.

### **ЛИТЕРАТУРА**

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.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОБРАБОТКИ АЗОТНОКИСЛЫХ ЭКСТРАКЦИОННЫХ РАФИНАТОВ В ВОЗДУШНОЙ ПЛАЗМЕ

*Павленко А.П., Каренгин А.Г.*

*Томский политехнический университет, 634050, г.Томск,*

*пр. Ленина, 30*

*e-mail: moroziknastia94@mail.ru*

За время многолетней работы предприятий ЯТЦ накоплены и размещены в бассейнах огромные объемы низко- и среднеактивных водно-солевых отходов, а также ежегодно образуются тысячи тонн новых отходов в виде азотнокислых экстракционных рафинатов и др. В первую очередь направляют на переработку из бассейнов иловые отложения, которые подвергают обезвоживанию, термообработке (выпаривание и прокалка) для уменьшения объема, а затем на цементирование или битумизацию и далее на длительное хранение или захоронение [1]. Данная технология многостадийна и требует значительных трудо- и энергозатрат на их обработку. Существенное снижение энергозатрат на процесс обработки таких отходов может быть достигнуто при их плазменной обработке в виде оптимальных по составу диспергированных горючих водно-солеорганических композиций (ВСОК). В работе представлены результаты моделирования процесса обработки в воздушной плазме водно-солевых отходов в виде аммиачных маточных растворов, имеющих следующий характерный состав (г/л):  $\text{HNO}_3$  – 180-200; Al – 25-30; Fe – 0,5-4,0; Ni – 0,1-1,0; Si – 0,5; F – 30-38; U – менее 0,002;  $\text{H}_2\text{O}$  – остальное [1]. В результате расчетов определены горючие ВСОК, имеющие адиабатическую температуру горения  $\approx 1500$  К, что обеспечивает их энергоэффективную обработку в воздушной плазме с получением дополнительной тепловой энергии до 1,6 МВт·ч/т с каждой тонны отходов, а также определены и рекомендованы для практической реализации оптимальные режимы их энергоэффективной и экологически безопасной обработки в воздушной плазме. Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии для эффективной плазменной обработки различных радиационно-загрязненных водно-солевых отходов в виде горючих композиций, а также других жидких радиоактивных отходов создаваемого российского замкнутого ядерного топливного цикла.

### ЛИТЕРАТУРА

2. Рябчиков Б.Е. Очистка жидких радиоактивных отходов. – М.: ДеЛи принт, 2008. – 512 с.

## **РАЗРАБОТКА ФИЗИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ОХРАНЯЕМОГО ОБЪЕКТА**

*Годовых А. В., Паренко М.С.*

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

Целью данной работы является обеспечение комплексного подхода к подготовке специалистов посредством аналитического комплекса, который направлен на подготовку будущих кадров атомной отрасли как на базе университета, так и для тренировки, повышения квалификации и переподготовки персонала систем физической защиты непосредственно на ядерных объектах. Реализуемый на основе применения расширенных адаптивных технологий, данный комплекс должен обеспечивать полное вовлечение обучаемого человека в процесс, посредством широкого применения информационных, технических и методических ресурсов. Возможность решения выделенных и комплексных задач, целевое обучение в рамках широкого спектра деятельности служб обеспечения безопасности опасных объектов.

Структурно комплекс представлен связанными модулями различного назначения. Модули объединены базой данных и взаимодействуют на нескольких уровнях отображения информации. Конструкционный модуль позволяет создавать ландшафт, инфраструктуру объекта, комплекс инженерно-технических средств физической защиты – модель ядерного объекта в целом. Математический модуль позволяет провести оценку эффективности, а информационный модуль содержит нормативно-правовую документацию и осуществляет общее информационное обеспечение в рамках комплекса. Модуль ситуационного моделирования дает возможность имитирования отдельных процедур, событий, процессов, имеющих место на гипотетическом ядерном объекте. Реализованная модель ядерного объекта отображает систему физической защиты, и дает возможность ее совершенствования, оценки эффективности.

Как было указано ранее, аналитический комплекс представляет собой мощный инструмент для моделирования охраняемого объекта. Именно инструменты разработки физической модели ядерного объекта будут подробнее рассмотрены в данной работе.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Третьяков В. П. Психология безопасности эксплуатации АЭС/ Владимир Третьяков. – М.: Энергоатомиздат, 1993. – 176 с.

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕДУР САНКЦИОНИРОВАННОГО ДОСТУПА В СИСТЕМЕ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНОГО ОБЪЕКТА**

*Паульс А.В., Степанов Б. П.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: anna\_02\_25\_94@mail.ru*

Вопросы ядерного нераспространения в рамках государства и на ядерном объекте решаются путем созданием эффективных систем физической защиты (СФЗ). Система физической защиты включает в себя комплекс инженерно-технических средств, организационные и технические мероприятия, а также персонал, осуществляющий их применение и совершенствование [1]. Действующий на ЯО внутриобъектовый режим предусматривает организацию прохода сотрудников объекта через КПП, создание бюро пропусков на предприятии. Также им определяется перечень должностных лиц и работников, имеющих право входа в охраняемые зоны и категорированные помещения путем введения постоянных, временных, разовых и материальных пропусков. С учетом технических возможностей по разграничению прав доступа и с учетом значительного количества работающего персонала на предприятии, а также возможность их одновременного прохода через КПП при организации СКУД следует рассматривать процессы идентификации и аутентификации. При идентификации система просматривает всю базу данных зарегистрированных пользователей на сервере бюро пропусков, сравнивая имеющиеся записи с полученными от средства идентификации. Если подобная запись найдена, система определяет уровень допуска и другую информацию о субъекте. При аутентификации уже известно имя субъекта. И тогда для подтверждения его личности системе достаточно выполнить единственное сравнение – сопоставить дополнительно вводимые данные с данными о пользователе в базе данных. Важное место при реализации санкционированного доступа занимает создание и применения в СФЗ системы контроля и управления доступом организации пропускного режима в виде применения автоматических средств идентификации и установки исполнительных, преграждающих устройств.

### ЛИТЕРАТУРА

1. НП 083-07 «Требования к системам физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов».

## УПРАВЛЕНИЕ ЯДЕРНЫМИ ЗНАНИЯМИ В УНИВЕРСИТЕТАХ. ПРИМЕР НАЦИОНАЛЬНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ТОМСКОГО ПОЛИТЕХНИЧЕСКОГО УНИВЕРСИТЕТА

*Перминова М.В., Демянюк Д.Г.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: masha199303@gmail.com*

На сегодняшний день, одной из актуальных проблем атомной промышленности является сохранение ядерных знаний. Международное Агентство по Атомной Энергии (МАГАТЭ) 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 промышленные предприятия начали развитие концепции управления ядерными знаниями.

Также одной из заинтересованных сторон являются высшие учебные заведения. Управление ядерными знаниями в университетах имеет не маловажную роль. МАГАТЭ уже ведет активную деятельность в развитии системы управления ядерными знаниями. Данный вид деятельности отражен в публикации МАГАТЭ “Knowledge Management for Nuclear Research and Development Organizations” [1]. В нем подчеркиваются такие аспекты как передача и сохранение знаний, обмен информацией, создание и поддержка сотрудничества, а также подготовка специалистов нового поколения.

Развитие системы управления ядерными знаниями в университетах дает возможность обеспечения быстрого доступа к учебным материалам и педагогическому опыту, устранению пробелов в процессе обучения.

Успешное применение данной концепции может привести к большому прогрессу в ядерной энергетике. Данная работа описывает опыт применения системы управления ядерными знаниями, на примере Национального исследовательского Томского Политехнического Университета.

### ЛИТЕРАТУРА

1. International Atomic Energy Agency; Knowledge Management for Nuclear Research and Development Organizations; 2006.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОБРАБОТКИ АММИАЧНЫХ МАТОЧНЫХ РАСТВОРОВ В ВОЗДУШНОЙ ПЛАЗМЕ

*Пешехонова А.С., Каренгин А.Г.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: anastasiya.peshehonova@mail.ru*

На предприятиях ЯТЦ накоплены и ежегодно образуются огромные объемы низко- и среднеактивных водно-солевых отходов (азотнокислые экстракционные рафинаты, аммиачно-хлоридные маточные растворы, аммиачные маточные растворы и др.), которые размещают для длительного хранения в различных бассейнах. В первую очередь направляют на переработку иловые отложения, которые подвергают обезвоживанию, термообработке (выпаривание и прокалка) для уменьшения объема, а затем на цементирование или битумизацию и далее на длительное хранение или захоронение [1]. Данная технология многостадийна и требует значительных трудо- и энергозатрат на обработку таких отходов. Существенное снижение энергозатрат на процесс обработки таких отходов может быть достигнуто при их плазменной обработке в виде оптимальных по составу диспергированных горючих водно-солеорганических композиций (ВСОК). В работе представлены результаты моделирования процесса обработки в воздушной плазме водно-солевых отходов в виде аммиачных маточных растворов, имеющих следующий характерный состав (г/л):  $\text{NH}_4\text{NO}_3$  – 70-80;  $\text{NH}_4\text{OH}$  – 5; ПАВ – 0,2-0,3; U – менее 0,002;  $\text{H}_2\text{O}$  – остальное.

В результате расчетов определены горючие ВСОК, имеющие адиабатическую температуру горения  $\approx 1500$  К, что обеспечивает их энергоэффективную обработку в воздушной плазме с получением дополнительной тепловой энергии до 1,5 МВт·ч/т с каждой тонны отходов, а также определены и рекомендованы для практической реализации оптимальные режимы их энергоэффективной и экологически безопасной обработки в воздушной плазме.

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

### ЛИТЕРАТУРА

1. Рябчиков Б.Е. Очистка жидких радиоактивных отходов. – М.: ДеЛи принт, 2008. – 512 с.

## **ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ СТАТИСТИЧЕСКИХ МЕТОДОВ АНАЛИЗА ПРИ ЭКОЛОГИЧЕСКОМ МОНИТОРИНГЕ УРОВНЯ ЗАГРЯЗНЕНИЯ АТМОСФЕРЫ ГОРОДА ТОМСКА**

*Пименов Э.Ю., Лисов В.И.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: pimenov-eduard@mail.ru*

На сегодняшний день актуальной проблемой является рост концентрации вредных веществ в атмосфере в результате выбросов предприятий, выхлопных газов автомобилей и т.д. Наблюдается увеличение содержания вредных примесей и на значительном расстоянии от источников загрязнения. В результате происходит значительное изменение состава атмосферы, которое чаще всего приводит к многим нежелательным последствиям, вплоть до изменения климата. Основными загрязнителями атмосферы являются газы антропогенного происхождения, природные и техногенные органические вещества и химические элементы. На данный момент большинство инструментальных методов определения уровня загрязнения атмосферы позволяют производить локальные краткосрочные наблюдения.

Используемые дистанционные методы позволяют определять аэрозольно-газовый состав атмосферы. В то же время существует необходимость знать химический состав аэрозолей присутствующих в атмосфере, т. к. некоторые химические элементы и металлы являются токсичными и представляют опасность даже в малых концентрациях, а также могут являться катализаторами атмосферных реакций окисления.

В настоящее время для определения концентраций химических элементов и металлов в атмосферном воздухе широко и успешно применяются биофизические методы наблюдения, позволяющие отслеживать уровень загрязнения атмосферы на обширных территориях. В качестве индикаторов загрязнения атмосферы чаще всего используются мхи и лишайники, обладающие хорошими аккумуляционными свойствами и которые повсеместно распространены.

Целью данной работы является изучение возможности и перспектив применения статистических методов анализа при изучении загрязнения атмосферы города Томска с использованием мхов-биоиндикаторов и нейтронно-активационного анализа.

## ПРИМЕНЕНИЕ ИМПУЛЬСНЫХ НЕЙТРОННЫХ ГЕНЕРАТОРОВ ДЛЯ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ

*Пименов Э.Ю., Лисов В.И*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: pimenov-eduard@mail.ru*

На сегодняшний день особенно остро ставится проблема контроля массы ядерных материалов, которая находится в центре внимания специалистов по всему миру. Стоит отметить особую важность и необходимость достоверной паспортизации и характеристики ядерных материалов (ЯМ) при контроле их количественных характеристик с целью принятия правильного решения с экономической, технической точек зрения при направлении их на переработку или захоронение. На данный момент широкое применение нашли методы неразрушающего контроля делящихся материалов (ДМ), которые являются пассивными, т.е. основанными на регистрации собственного  $\gamma$ - и нейтронного излучения ДМ. Но в силу ряда причин, пассивные методы могут дать лишь косвенную информацию о содержании в отходах  $^{235}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$ . Несомненными преимуществами обладают методы с применением внешних источников излучения (активные методы неразрушающего контроля). Наиболее распространенным является метод дифференциального затухания нейтронов, при котором используются импульсные нейтронные генераторы [1-2]. Использование данного метода позволяет осуществить прямое определение содержания  $^{235}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$  в образцах с разным обогащением и объемом до нескольких кубометров. Целью данной работы является обзор и анализ перспектив использования активных и комбинированного методов, а также образцов аппаратуры использующих импульсные нейтронные генераторы для контроля массы ДМ.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Бармаков Ю.Н. Активные нейтронные методы контроля ЯМ / Ю.Н. Бармаков, Е.П. Боголюбов, О.В. Бочкарев // Атомкон. – 2009. – №4(5). – С. 70-72.
2. Бармаков Ю.Н. Установка комбинированного активного и пассивного контроля делящихся материалов и их нуклидного состава в отходах ядерной энергетики / Ю.Н. Бармаков, Е.П. Боголюбов, О.В. Бочкарев и др. // Сборник докладов V Международного ядерного форума «Безопасность ядерных технологий. Стратегия и экономика безопасности», 27 сентября – 1 октября 2010. – СПб: НОУ ИДПО «Атомпроф», 2010. – С. 307-312.

## **ОБЩАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ПРОИЗВОДСТВЕ. ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЗЫ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ПРОИЗВОДСТВЕ НА ПРИМЕРЕ ПРЕДПРИЯТИЯ «АО УМЗ»**

*Пименов Э.Ю., Лисов В.И.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: pimenov-eduard@mail.ru*

Новая научно-практическая дисциплина – радиационная безопасность (РБ) начала формироваться с момента создания атомной промышленности, хотя отдельные ее аспекты разрабатывались уже вскоре после открытия рентгеновских лучей.

Под РБ понимается состояние защищенности настоящего и будущего поколения людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения (ИИ) [1]. Главной целью РБ является охрана здоровья населения, включая лиц, работающих с техногенными источниками излучений, от вредного действия ИИ путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности без необоснованных ограничений полезной деятельности при использовании излучения в различных областях хозяйства, в науке и медицине.

Стоит отметить тот факт, что при широком использовании ядерной энергетики, применении ИИ в промышленности, существует вероятность попадания долгоживущих альфа – активных аэрозолей в рабочую зону, а следовательно и в организм человека. Одним из основных видов контроля вредных физических факторов, является определение объёмной активности радионуклидов в воздухе рабочей зоны. На урановом производстве определение объёмной активности долгоживущих альфа – активных аэрозолей в рабочей зоне является составляющей необходимой для расчета дозы внутреннего облучения персонала.

Целью данной работы ставилось получение представления об общей организации радиационного контроля на производстве, изучению и подготовке нормативной документации для интеграции «Методики измерения объёмной активности долгоживущих альфа – активных аэрозолей в воздухе рабочей зоны, атмосферном воздухе и выбросах», в соответствие с которой проводится определение дозы внутреннего облучения на предприятии «АО УМЗ».

### ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.96 г.

## **ПОВЫШЕНИЕ УРОВНЯ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ЯТЦ ПУТЕМ ИМПЛЕМЕНТАЦИИ ПРИНЦИПА СИНЕРГИИ 3S\***

*Пушенко П.А., Седнев Д.А.*

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

С ростом и распространением ядерной энергетики актуализируется необходимость минимизации рисков распространения ядерных материалов, несанкционированных действий на объекте, а также возникновения аварий. То есть ядерная безопасность, физическая защита и гарантии нераспространения ядерных материалов (далее – гарантии) должны функционировать слаженно и безукоризненно. Особенно после терактов 11 сентября и катастрофы на Фукусиме, обеспечение безопасности и защиты объектов стало неотъемлемой частью использования ядерной энергии.

В 2008 году на Саммите большой восьмерке, который проходил в Японии представлена инициатива развития синергии 3S. Процесс реализации синергии достаточно прост: если действие одной из подсистем уменьшается, то компенсация реализуется действием другой системы. При необходимости повышения эффективности определенной функции в системе, происходит выделение соответствующих подсистем, взаимодействующих друг с другом [1].

Однако, для достижения синергетического эффекта не всегда необходимо взаимодействие всех трех компонентов. Часто для реализации синергии достаточно двух составляющих: ядерная безопасность – физическая защита, физическая защита – гарантии, гарантии – ядерная безопасность.

В работе проведен анализ оборудования, использующегося в каждой из рассматриваемых областей, описаны возможности достижения синергетического эффекта путем соединения двух компонентов: физическая защита - гарантии. Таким образом было доказано, что инициатива внедрения синергии в ЯТЦ России ведет к увеличению эффективности процессов безопасности.

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

### ЛИТЕРАТУРА

1. Safeguards and Security Interface – Consequences for Instrumentation; Marius Stein, Deirdre Wampler, Regis Lacher; 8401 Washington Place, NE Albuquerque, NM 87113, USA, 2012.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОРОГОВОГО КОЭФФИЦИЕНТА ИНТЕНСИВНОСТИ НАПРЯЖЕНИЙ $K_{Ih}$ В ИСПЫТАНИЯХ НА ЗГР ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ПО МЕТОДУ «ПОСТОЯННОГО ПЕРЕМЕЩЕНИЯ»

*Сабуров Н.С., Бекренёв С.А., Маркелов В.А., Новиков В.В.  
Акционерное общество "Высокотехнологический научно-  
исследовательский институт неорганических материалов имени  
академика А.А. Бочвара", 123098, г. Москва, ул. Рогова, 5а  
e-mail: \_saburov\_@mail.ru*

Замедленное гидридное растрескивание (ЗГР) один из наиболее вероятных механизмов деградации изделий из сплавов циркония активной зоны водоохлаждаемых реакторов. С механизмом ЗГР связывают разгерметизацию при эксплуатации труб давления из сплава Zr-2,5Nb в реакторах CANDU и РБМК и образование в реакторах ВWR на оболочках твэлов из сплава Zircaloy-2 длинных осевых трещин или радиального растрескивания при скачках мощности.

Важной характеристикой при обосновании стойкости к ЗГР сплавов циркония является пороговый коэффициент интенсивности напряжений ( $K_{Ih}$ ). Авторами предложена оригинальная методика определения  $K_{Ih}$  путем автоматического снижения нагрузки в процессе роста ЗГР трещины за счет поддержания постоянной величины раскрытия захватов по датчику перемещения при проведении испытаний на «Instron 8861».

По предложенной методике проведены испытания с определением  $K_{Ih}$  на PLT-образцах оболочек твэлов из сплавов Zircaloy-4 и Э635М в диапазоне температур от 228-303 °С. При сопоставимой прочности оболочек твэлов из сплавов Zircaloy-4 и Э635М значения  $K_{Ih}$  при 250 °С составляют  $5,45 \pm 0,37$  МПа·м<sup>1/2</sup> и  $7,59 \pm 0,45$  МПа·м<sup>1/2</sup>, соответственно, т.е. для сплава Э635М  $K_{Ih}$  на 40 % выше. С повышением температуры испытаний от 228 до 295 °С значения  $K_{Ih}$  для обоих сплавов линейно увеличиваются, а затем резко возрастают в узком температурном интервале (295-303 °С).

В изломах образцов из сплава Э635М после испытаний на ЗГР с определением  $K_{Ih}$  бороздчатые линии, отражающие критический размер зоны гидридного скопления в вершине растущей трещины и скачкообразный характер механизма ЗГР, отчётливо видны. В изломах образцов из сплава Zircaloy-4 бороздчатый рельеф излома не проявляется, возможно, вследствие более высокого содержания олова и отсутствия ниобия в легирующем составе сплава.

**ИЗРАИЛЬ: «ЯДЕРНОЕ ОРУЖИЕ В ПОДВАЛЕ»**

*Серикова Н.А.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: Snats14@mail.ru*

В последние годы ситуация в сфере нераспространения ядерного оружия существенно осложнилась, поскольку техническими возможностями его создания обладает уже ряд стран, включая и те, которые стремятся приобрести "ядерный" статус. Этот факт объективно ставит распространение ядерного оружия в число основных угроз стратегической стабильности и международной безопасности в XXI веке. Поэтому контроль и анализ развития ядерной программы в стране является актуальной задачей. Целью данной работы являлся анализ открытых материалов авторитетных зарубежных экспертов, посвященных этой теме, в том числе отчеты американского исследовательского центра Global Security, и последующая оценка «ядерной неоднозначности» Израиля. Так, по оценкам зарубежных экспертов Израиль является четвертой ядерной державой мира. Пожалуй, ни одна тема об Израиле не окутана таким туманом тайн и недомолвок, как вопрос обладания Израилем ядерным оружием. В своих заявлениях израильские официальные лица никогда не подтверждают, но и не отрицают наличие у Израиля ядерного оружия. Израиль является членом МАГАТЭ, но не присоединился к ДНЯО, не ратифицировал Конвенцию о физической защите ядерного материала и не участвует в международных соглашениях о контроле над ядерным экспортом. [2] Но по различным оценкам в 2006 году в арсенале Израиля имелось около 200 ядерных зарядов. А в статье двух экспертов в области распространения ядерного оружия, опубликованной в начале сентября 2013 года, утверждается, что Израиль имеет в своем распоряжении около 80 ядерных боезарядов, располагая при этом расщепляющимися материалами, необходимыми для производства от 115 до 190 боеголовок.[1] Проведенная оценка показала о возможности производства Израилем ядерного оружия собственными силами и, с большой долей вероятности, о наличии на вооружении данного вида оружия.

**ЛИТЕРАТУРА**

1. Новый вызов после "холодной войны": распространение оружия массового уничтожения. <http://svr.gov.ru/material/2-13-6.html>.
2. Путеводитель по Израилю: Оружие Массового уничтожения. <http://guide-israel.ru/>.

## ГОТОВНОСТЬ К АВАРИЙНОМУ РЕАГИРОВАНИЮ НА ЛАЭС

*Серикова Н.А.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: Snats14@mail.ru*

Последствия любой ядерной или радиационной аварийной ситуации, воздействие которой распространяется за пределы площадки, незамедлительно становятся проблемой региональной или даже мировой значимости. Для эффективного аварийного реагирования нужна соответствующая международно-правовая база и эффективные национальные системы управления аварийными ситуациями, построенные в соответствии с международными нормами и стандартами.[1] Поэтому рассмотрение вопроса аварийного реагирования на ядерном объекте является актуальной задачей.

Целью данной работы являлся анализ организационной аварийно-спасательной структуры филиала ОАО «Концерн Энергоатом» «Ленинградская атомная станция», с основными направлениями его деятельности.

На Ленинградской АЭС созданы силы гражданской обороны в составе аварийно-спасательных служб, аварийно-спасательных формирований и специализированного ведомственного формирования, которые обеспечивают предупреждение и ликвидацию чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера. Ежегодно на ЛАЭС проходят плановые штабные противоаварийные тренировки, во время которых персонал станции отрабатывает практические навыки, а также готовность реагирования и взаимодействия в условиях нештатной ситуации.[2]

Проведенная оценка показала, что эффективные национальные системы аварийного реагирования необходимы для минимизации последствий ядерных и радиационных инцидентов и аварийных ситуаций. Тем не менее, системы аварийной готовности и реагирования не должны рассматриваться в качестве замены системам эксплуатационной безопасности – скорее, они представляют собой дополнительную меру безопасности, призванную минимизировать риски.

### ЛИТЕРАТУРА

1. ПП РФ от 30 декабря 2003 г. №794 «О единой государственной системе по предупреждению и ликвидации чрезвычайных ситуаций».
2. Газета города Сосновый Бор [Электронный ресурс] : офиц. сайт. - М., 2010- . - Режим доступа: <http://www.mayak.sbor.net/node/10409>.

## ИССЛЕДОВАНИЕ СНИЖЕНИЯ МОЩНОСТИ ИЗЛУЧЕНИЯ СВЕТОДИОДОВ ИК-ДИАПАЗОНА В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

*Градобоев А.В.<sup>1,2</sup>, Симонова А.В.<sup>2</sup>, Орлова К.Н.<sup>2</sup>*

*<sup>1</sup>АО «НИИПП», 634034, г. Томск, ул. Красноармейская, 99а,*

*<sup>2</sup>НИ ТПУ, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30*

*e-mail: gradoboev1@mail.ru, ainakim297@yandex.ru,*

*kemsur@rambler.ru*

В настоящее время основой разнообразных сканирующих и оптических охранных систем на ядерных и энергетических объектах являются светодиоды (далее СД) инфракрасного диапазона длин волн. Поэтому обеспечение их надежности и долговечности является актуальной проблемой. Цель работы – исследование снижения мощности излучения СД ИК-диапазона в процессе ступенчатых испытаний при повышенной температуре окружающей среды. Объекты исследования – серийные СД ИК-диапазона, изготовленные на основе гетероструктур AlGaAs. Для каждого СД на всех ступенях измеряли ватт-амперную характеристику в шаре. Условия испытаний: температура +65<sup>0</sup>С; рабочий ток первой ступени 50 мА; длительность ступени – 24 часа; шаг ступени – 25 мА. В результате исследований установлено:

Все исследуемые СД подразделяются на 2 характерные подгруппы:

- СД-1 (1/4 часть всех СД). Два этапа снижения мощности излучения – на первом этапе вследствие радиационно стимулированной перестройки исходной дефектной структуры, а на втором – вследствие введения радиационных дефектов.
- СД-2 (3/4 части всех СД). Два этапа снижения мощности излучения: на первом этапе вследствие радиационно стимулированной перестройки исходной дефектной структуры. По характеру изменений данная подгруппа делится на:
  - СД-2А (80% СД-2). При достижении критической ступени мощность излучения скачком падает на 65%, и далее снижается по закону, характерному для второй стадии.
  - СД-2Б (20% СД-2). При достижении критической ступени мощность излучения скачком возрастает на 150%, и далее снижается по закону, характерному для второй стадии.

Предположено, что специфическое поведение СД-2 обусловлено проявлением дефекта, имеющего два квазистационарных состояния, который, скорее всего, связан с технологией изготовления СД.

## **МОДЕРНИЗАЦИЯ СИСТЕМЫ ВИДЕОНАБЛЮДЕНИЯ НА ЯДЕРНОМ ОБЪЕКТЕ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ**

*Понер М.В., Смирнов А.С., Степанов Б.П.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: d-ch@sibmail.com*

На любом ядерном объекте всегда существует необходимость в улучшении системы физической защиты. Средства видеонаблюдения являются неотъемлемой частью любой системы физической защиты на ядерном объекте. Также системы видеоконтроля применимы в учете и контроле ядерных материалов. [1]

Важным значением, относящимся к этой системе, является понятие эффективности. Эффективность любой технической системы отражает ее способность к выполнению своей функции. [2] В частности эффективность системы видеоконтроля можно охарактеризовать, как способность системы обнаруживать и способствовать тем самым невозможности несанкционированных действий нарушителя в рамках проектной угрозы.

Реализация процесса видеоконтроля рассматривается как анализ каждого отдельного кадра. [3] В существующих системах это чаще всего происходит при помощи специального программного обеспечения и установки видеокамер с повышенными техническими характеристиками.

В работе рассматриваются способы анализа отдельного кадра с тепловизионной камеры и принципы построения системы видеонаблюдения на основе совместного применения цифровых и тепловизионных камер, работающих под управлением программного комплекса «Интеллект». Была разработана и реализована система видеонаблюдения.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Постановлений Правительства РФ от 19.07.2007 № 456 «Об утверждении правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов».
2. ГОСТ 52860-2007 «Технические средства физической защиты. Общие технические требования».
3. Герман Кругль Профессиональное видеонаблюдение. Практика и технологии аналогового и цифрового CCTV. Секьюрити Фокус. 2013. С 143.

## **РАЗРАБОТКА СТАНДАРТИЗИРОВАННОЙ БАЗЫ ДЕФЕКТОВ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ПЕНАЛОВ ДЛЯ СУХОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ**

*Твердохлебова Т.С., Лидер А.М., Салчак Я.А., Шаравина С.В.  
Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: aramat\_tts@mail.ru*

На сегодняшний день атомная энергетика является наиболее многообещающим способом получения энергии. Но на каждой стадии ядерно-топливного цикла вырабатывается большое количество ОЯТ. Наиболее перспективным методом обращения с ОЯТ является сухое хранение. В качестве устройства для хранения на базе ФГУП ФЯО ГХК разработан герметичный пенал для хранения ампул с пучками ТВЭЛов [1]. Для обеспечения безопасности при хранении пеналов с ОЯТ 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 создана база данных дефектов сварных соединений. 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 для данного уровня качества сварного соединения или нет. С помощью созданной базы дефектов УЗК может сравняться по точности с рентгенографическим и позволит дать количественную оценку. В дальнейшем планируется расширить базу данных за счет проведения измерений на реальном объекте и сохранения в базе индикаций соответствующих определённому типу дефекта. \*Выполнено при финансовой поддержке Государственного задания «Наука» в рамках научного проекта № 1524, тема 0.1325.2014

### ЛИТЕРАТУРА

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 . – 11с.

## **ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ ОЦЕНКИ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПРОДУКТИВНОГО ГОРИЗОНТА ПРИ ДОБЫЧЕ УРАНА МЕТОДОМ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ**

*Теровская Т.С., Кеслер А.Г., Носков М.Д.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65  
e-mail:md\_noskov@mail.ru*

В настоящее время в мире около пятидесяти процентов урана добывается методом скважинного подземного выщелачивания (СПВ). СПВ урана оказывает меньшее воздействие на окружающую среду по сравнению с традиционными способами добычи урана. Влияние данного способа сводится к загрязнению подземных вод продуктивного водоносного горизонта выщелачивающими растворами и продуктами их взаимодействия с породой. В связи со сложностью проведения геоэкологического мониторинга с помощью отбора и анализа проб по технологическим, наблюдательным и контрольным скважинам, для оценки воздействия процесса СПВ урана на подземную гидросферу целесообразно применять методы компьютерного моделирования. Для оценки влияния процесса СПВ на подземный водоносный горизонт, где ведется добыча урана, разработана математическая модель, на базе которой создано специализированное программное обеспечение. Результаты моделирования позволяют получать информацию о движении основных загрязняющих компонентов в процессе отработки технологических блоков и после его завершения. В программное обеспечение включены расчеты различных гидродинамических процессов (конвективный массоперенос, гидродинамическая дисперсия, диффузия) и физико-химических процессов (комплексобразование, гомофазные и гетерофазные окислительно-восстановительные и кислотно-основные процессы, молекулярная сорбция, ионообменная сорбция, хемосорбция, реакции осаждения-растворения минералов, соосаждение компонентов раствора). При моделировании учитываются режимы работы технологических скважин, составы рабочих растворов, неоднородности фильтрационных параметров продуктивного горизонта и регионального потока подземных вод. В настоящей работе представлены результаты применения разработанного программного обеспечения для оценки загрязнения продуктивного горизонта при добыче урана методом СПВ на Хохловском месторождении.

## **ДВЗЯИ С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ПОДГОТОВКИ ТЕХНИЧЕСКОГО СПЕЦИАЛИСТА**

*Чембура В.С., Зиновьев Г.С.*

*Новоуральский технологический институт, 624130, Свердловская обл., г. Новоуральск, ул. Ленина, 85  
e-mail: secretary@nsti.ru*

В последние два десятилетия Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний (ДВЗЯИ) усилиями мировых держав стал эффективным инструментом повышения уровня международной безопасности.

Как известно, для осуществления Договора создана Организация по ДВЗЯИ со штаб-квартирой в Вене (ОДВЗЯИ)[1].

ОДВЗЯИ уделяет большое внимание повышению квалификации своих сотрудников и подготовке кадрового резерва. Поэтому подготовка специалистов для организации, в особенности технических специалистов, представляет значительный интерес[2].

Но, если взглянуть на все требования по квалификации предъявляемые соискателю, становится очевидным, что ни один российский вуз не выпускает специалистов, обладающих всеми необходимыми компетенциями сразу[3].

Таким образом, для полноценной подготовки кадров для ОДВЗЯИ представляется целесообразным вводить для студентов дополнительные дисциплины, в качестве элективных или факультативных курсов, в рамках определённой специальности или направления.

Для молодого специалиста – выпускника вуза технического профиля, работа в ОДВЗЯИ представляется интересной и перспективной, поэтому стоит начать знакомство и подготовку к ней как можно раньше в процессе обучения в институте.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. СТБТ: Ending Nuclear Explosions. [Электронный ресурс] - Режим доступа:  
[http://www.ctbto.org/fileadmin/user\\_upload/public\\_information/CTBT\\_Ending\\_Nuclear\\_Explosions\\_September\\_2014.pdf](http://www.ctbto.org/fileadmin/user_upload/public_information/CTBT_Ending_Nuclear_Explosions_September_2014.pdf) - 20.05.2015.
2. Ежегодный доклад: 2012 год, с. 4. [Электронный ресурс] - Режим доступа:  
[http://www.ctbto.org/fileadmin/user\\_upload/pdf/Annual\\_Report\\_2012/Russian/AR-2012-Russian\\_Opening.pdf](http://www.ctbto.org/fileadmin/user_upload/pdf/Annual_Report_2012/Russian/AR-2012-Russian_Opening.pdf) - 01.06.2015.
3. Preparatory Commission for the Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization (CTBTO) Hires Maintenance Engineer. [Электронный ресурс] - Режим доступа: <https://jobs.ctbto.org> - 07.06.2015.

## РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ИДЕНТИФИКАЦИИ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ НА ОСНОВЕ МЕТОДОВ ТРЕХМЕРНОЙ РЕКОНСТРУКЦИИ\*

*Седнев Д.А., Шаравина С. В., Филиппов Г. А.  
Томский политехнический университет, 634050, г. Томск,  
пр.Ленина,30  
e-mail: sharavina@tpu.ru*

Регистрации и идентификации учётных единиц является частью системы государственного учёта и контроля ядерных материалов. В целях совершенствования и повышения эффективности системы учета и контроля в данной работе рассматривается применение алгоритмов трёхмерного моделирования для идентификации сварных соединений, а также маркировок, выполненных аналогичным способом. Такая методика позволяет организовать идентификацию учётных единиц автоматизированным способом. Реконструкция трёхмерных моделей широко применяется, в том числе, в промышленности для повышения обеспечения качества продукции.

В работе был проведен анализ литературы и выполнен обзор существующих методов трехмерной реконструкции. На основании этого был выбран и обоснован метод трехмерной реконструкции для сличения сварных соединений, в частности, активный бесконтактный метод по типу структурного света, преимуществами которого являются высокая скорость и точность работы. Также подобрано оборудование для реализации процедуры трехмерного сканирования сварного соединения.

\*Выполнено при финансовой поддержке Государственного задания «Наука» в рамках научного проекта № 1524, тема 0.1325. 2014

### ЛИТЕРАТУРА

1. Bouguet, J. Visual methods for three-dimensional modeling / J. Bouguet // Phd thesis, California institute of technology, 1999. – P. 38.
2. Blais, F. Review of 20 years of range sensor development / F. Blais // Journal of electronic imaging. – 2004. – Vol. 13. – P. 231–240.
3. Кермани, А. Управление, вычислительная техника и информатика / А. Кермани, В. Г. Спицын, Ф. Хамкер // СПб.: Питер, 2011. – С. 57-59.

## ПОВЕДЕНИЕ РАДИОНУКЛИДОВ $^{137}\text{Cs}$ И $^{90}\text{Sr}$ В ПОЧВАХ УЛЬЯНОВСКОЙ ОБЛАСТИ

*Шарапова Т. В.*

*Димитровградский Инженерно-Технологического Институт, 433511,  
Ульяновская область, г. Димитровград, ул. Куйбышева, 294  
e-mail: diti@terphi.ru*

В настоящее время возникает проблема экологической безопасности окружающей среды, а также экологически безопасного природопользования при возрастающих антропогенных нагрузках, а также в связи с факторами появления острых токсичных эффектов.

В экологическом отношении наибольшую опасность представляют  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ . Это обусловлено длительным периодом полураспада (28 лет  $^{90}\text{Sr}$  и 33 года  $^{137}\text{Cs}$ ), высокой энергией излучения и способностью легко включаться в биологический круговорот, в цепи питания [1].

Особенность радиоактивного загрязнения почвенного покрова Ульяновской области заключается в том, что количество радиоактивных примесей чрезвычайно мало, и они не вызывают изменений основных свойств почвы. Поэтому, следует лимитировать концентрации радиоактивных веществ, поступающих из почвы в продукцию растениеводства.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Добровольский, Г. В. Сохранение почв как неизменного компонента биосферы / Г. В. Добровольский, Е. Д. Никитин. – М.: Наука, 2000. – 184 с.
2. Добровольский, Г. В. Функции почв в биосфере и экосистемах (экологическое значение почв) / Г. В. Добровольский, Е. Д. Никитин. – М.: Наука, 1990. – 261 с.
3. Колесников, С. И. Экологические последствия загрязнения почв тяжелыми металлами / С. И. Колесников, К. Ш. Казеев, В. Ф. Вальков. – Ростов-на-Дону: Изд-во СКНЦВШ, 2000. – 230 с.
4. Бudyко, М. И. Современные проблемы экологии / М. И. Бudyко. – М.: Техносфера, 1994. – 307 с.
5. Маргулова Т. Х. Атомная энергетика сегодня и завтра / Т. Х. Маргулова. – Москва: Высшая школа, 1996. – 168 с.

## ВЛИЯНИЕ ЯДЕРНОГО РАЗОРУЖЕНИЯ НА ЭФФЕКТ СДЕРЖИВАНИЯ

*Шарапова Т. В.*

*Димитровградский Инженерно-Технологического Институт, 433511,  
Ульяновская область, г. Димитровград, ул. Куйбышева, 294  
e-mail: diti@terphi.ru*

Ядерное разоружение – это процесс сокращения арсеналов ядерного оружия, его носителей и средств доставки, а также их производства. Ядерное сдерживание требует соблюдения трех условий:

Во-первых, наличие у сдерживающей стороны достаточного военно-стратегического потенциала, применение которого способно нанести противнику неприемлемый ущерб.

Во-вторых, угроза применения этого потенциала должна быть правдоподобной.

В-третьих, необходимо доходчиво довести до противника смысл угрозы, что требует наличия эффективных каналов коммуникации между сторонами конфликта.

Решением проблемы ядерного сдерживания могут быть следующие способы:

- в условиях взаимного гарантированного уничтожения между двумя ядерными державами, угроза нанести первый удар будет заведомо неправдоподобной [1];
- способ «ограниченного ответа». В этом случае государство не загоняет оппонента в угол угрозой тотального уничтожения, а пытается сдержать его путем угрозы нанесения сравнительного ограниченного ущерба [2].

Ядерное оружие – необходимая составляющая мировой политики, а так же оказывает значительное влияние на эффект «сдерживания». Функцию сдерживания могут выполнять и другие инструменты военной силы, но ядерное оружие остается вне конкуренции.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Thomas Schelling. Arms and Influence. New Haven: Yale University Press, 1966. P. 98.
2. Robert Powell. Nuclear Deterrence Theory: the search for credibility. Cambridge: Cambridge University Press, 1990. P. 17-18.

## ОЦЕНКА РИСКОВ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

*Шевелева А.А., Степанов Б.П.*

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

В настоящее время комплексное решение проблем безопасности вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения ядерных материалов является одним из важнейших условий обеспечения ядерной и радиационной безопасности использования атомной энергии, а также развития атомной энергетической промышленности в целом [1]. При выводе атомной электростанции (АЭС) предусматривается последовательное выполнение трех фаз, одной из которых является длительное (30-100 лет) сохранение блока под наблюдением. При протекании данной фазы существуют определенные риски возникновения радиационной опасности. Максимально возможный уровень аварии по шкале ИНЕС на АЭС, находящейся на 2 фазе вывода из эксплуатации, это 4 уровень – авария с локальными последствиями [2].

Таким образом, для оценки приемлемых рисков был построен график зависимости тяжести последствий по шкале ИНЕС от вероятности возникновения аварий. При его анализе определена величина максимально приемлемого риска возникновения аварий, которая составляет значение  $10^{-5}$  1/год. Полученные данные позволяют сделать вывод о необходимости применения дополнительных систем безопасности при выводе АЭС из эксплуатации. В качестве способов уменьшения вероятности возникновения аварий предложены следующие меры: применение глубоководной защиты при проектировании и эксплуатации сооружений, высокое качество строительства и эксплуатации зданий, наличие систем контроля, ограничения и средств надзора, внедрение инженерно-технических средств для контроля за авариями, смягчение радиологических последствий выбросов радиоактивных материалов за пределами станции.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Концепция вывода из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения Госкорпорация «Росатом», 15 мая 2008г.
2. ИНЕС. Международная шкала ядерных и радиологических событий. Руководство для пользователей. Международное агентство по атомной энергии, Вена, 2010 г.

*Секция*  
**ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ  
РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ.  
ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В  
ИННОВАЦИОННОЙ ЭКОНОМИКЕ И  
ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ**

---

## ВЛИЯНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКИ НА РАЗМНОЖАЮЩИЕ И ВОСПРОИЗВОДЯЩИЕ СВОЙСТВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРОВ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

*Байбаков Д.Ф., Мартынов И.С.*

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

Оценки показывают, что для энергообеспечения отдалённых районов разумную альтернативу традиционной, базирующейся на органическом топливе, энергетике представляет ядерная энергетика малой мощности [1, 2]. Одним из важных для экономичности показателей является длительность кампании реактора, которая, во многом, определяется коэффициентами размножения ( $k_{эф}$ ) и воспроизводства ( $KB$ ). В данной работе получены зависимость  $k_{эф}$  и  $KB$  на начало кампании от нуклидного состава топлива.

Оценка проводилась на основе спектра потока нейтронов, для определения которого решалась 26-групповая система уравнений диффузии нейтронов с учётом поправок на температуру и резонансную самоэкранировку [3].

Определено, что с точки зрения эффективного коэффициента размножения при содержании делящегося изотопа свыше 5% по массе наилучший результат у композиции  $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$ , до 5% – у композиции  $^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu}$ , с точки зрения коэффициента воспроизводства при содержании делящегося изотопа свыше 10% наилучший результат у композиции  $^{238}\text{U}+^{235}\text{U}$ , до 15% – у композиции  $^{232}\text{Th}+^{235}\text{U}$ . Показано, что оптимальной по размножающим и воспроизводящим свойствам является композиция  $^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$  с содержанием нуклида  $^{233}\text{U}$  от 5% и выше.

### ЛИТЕРАТУРА

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. Головацкий А.В., Нестеров В.Н., Шаманин И.В. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем // Известия высших учебных заведений. Физика. – 2010. – Т. 53. № 11. – С. 10–14.

## СТАТИСТИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ ПРОЦЕССА ФТОРИРОВАНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ВОЛЬФРАМА

*Брендаков Р.В., Завьялов Е.Д.*

*Томский государственный университет, 634036, г.Томск, пр.Ленина, 36*

*e-mail: brend989@gmail.com*

Интенсификация производства и технологическая модернизация российской экономики невозможна без передовых прикладных научных исследований и экспериментальных разработок, направленных на создание новых видов продукции и технологий, востребованных современными отраслями экономики. Широкое использование изделий из металлического вольфрама в различных отраслях народного хозяйства обусловлено уникальными свойствами этого металла. С помощью физического и математического моделирования процесса получения газообразного гексафторида вольфрама, решается задача по созданию импортозамещающей технологии передела металлического вольфрама.

На основе изучения численных результатов, полученных при использовании созданной математической модели процесса фторирования металлического вольфрама [1,2], и имеющихся экспериментальных данных [3], был выполнен статистический анализ. Он позволил построить регрессионную модель исследуемого процесса и оценить значимость параметров для представленных в уравнении факторов.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Шваб А.В., Брендаков Р.В., Королев Ю.М., Брендаков В.Н. «Математическая модель процесса фторирования металлического вольфрама газообразным фтором», Актуальные проблемы инновационного развития ядерных технологий. Проект «Прорыв»: Материалы конференции в рамках Научной сессии НИЯУ МИФИ – 2015, 24-28 февраля 2015г., г. Северск: Изд. СТИ НИЯУ МИФИ, 2015. – С.77.
2. Королев Ю.М., Брендаков В.Н., Брендаков Р.В. «Численная модель процесса фторирования металлического вольфрама», Фторидные технологии в атомной промышленности. Громовские чтения – 2014: Материалы всероссийской научно-практической конференции, приуроченной к 105-летию со дня рождения Б.В. Громова (Томск, 1 – 3 октября 2014 г.) / Томский политехнический университет; Под ред. О.Б. Громов. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2014. – С. 44-45.
3. Патент №2209771 - Способ получения гексафторида вольфрама. Авторы: Комиссаров А.А., Крупин А.Г., Кузьминых С.А., Лазарчук В.В., Мариненко Е.П., Рудников А.И., Хохлов В.А.

## **РАЗРАБОТКА ПРОЕКТА МОДЕРНИЗАЦИИ ПОТЕНЦИАЛЬНО НЕНАДЕЖНЫХ УЧАСТКОВ БЕЗОПАСНОСТИ И КОНТРОЛЯ ЯЭУ**

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

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: asbu26@gmail.com*

В настоящее время уделяется большое внимание безопасности энергетических ядерных установок. Очевидно, что это связано с событиями, которые произошли за последние 30 лет: аварии на японской АЭС Фукусима-1 и Чернобыльской АЭС, получившие седьмой уровень по шкале INES.

Практически все аварии, случившиеся на ядерных объектах, произошли по причине неучтенных факторов. Поэтому, должны быть нивелированы даже малые вероятности возникновения опасного события. Основным методом оценки безопасности ядерных объектов является вероятностный анализ[1].

Настоящая работа включает в себя определение и исследование состава систем обеспечения безопасности перспективной ядерной установки типа ВВЭР. Необходимо учитывать абсолютно все элементы, входящие в состав энергоблока, так как отказ хотя бы одного может привести к возникновению аварии.

Определены причины и вероятности технологических отказов компонентов систем обеспечения безопасной эксплуатации первого контура с использованием специального программного комплекса PSA (Probability Safety Analysis).

Выявлены наиболее устойчивые и уязвимые узлы системы обеспечения безопасности ядерной установки.

Показаны пути повышения надежности потенциально уязвимых элементов системы, предложены методы модернизации этих систем[2,3].

### ЛИТЕРАТУРА

1. Бахметьев, А.М. К вопросу о системном исследовании безопасности ядерных установок с использованием вероятностных методов / А.М. Бахметьев, И.А. Былов // Изв. вузов. Ядерная энергетика. 2006. №1.
2. Использование ВАБ при обосновании продления срока эксплуатации энергоблока с реактором БН-600 / П.С. Антипин [и др.] // Безопасность окружающей среды. 2009. № 2.
3. Основные рекомендации к вероятностному анализу безопасности уровня 2 атомных станций с реакторами типа ВВЭР РБ-044-09 // Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. -М., 2009.

## **РАСЧЁТ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ И АБС-ПЛАСТИКА С ЗАДАННЫМИ КОНЦЕНТРАЦИЯМИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПРИМЕСЕЙ**

*Данилова И.Б., Милойчикова И.А., Стучебров С.Г.*

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

*e-mail: miloichikova@gmail.com*

Работа медицинского томографического оборудования требует высокоточного контроля работы узлов установки. Протоколы работы данного оборудования требуют ежедневной калибровки системы. Для проведения таких работ используются специализированные медицинские томографические фантомы, состоящие из материалов с точно заданными индексами по шкале Хаунсфилда. Отдельные элементы фантомов не только позволяют осуществлять калибровку оборудования, но и эмитируют разные виды человеческих тканей, таких как, кости, мышцы разного типа и так далее, а также определять разрешающую способность установки. Высокая стоимость таких тестовых объектов определяется требованием к точности изготовления, а также к качеству материалов, из которых изготавливаются элементы фантомов. Поиск новых материалов и методов изготовления таких изделий позволит снизить стоимость тестового оборудования, а значит и процедуры калибровки, и проведения процедуры медицинского томографического обследования пациентов в целом.

Решением проблемы стоимости изготовления фантомов, может быть применение аддитивных технологий. Для внедрения предложенной методики необходимо разработать способ изготовления филаментов с заданными индексами Хаунсфилда, пригодных для работы такого оборудования. Для этого в первую очередь необходимо разработать модель, позволяющую проводить быстрый анализ влияния концентрации металлических примесей в пластиковом филаменте на характер взаимодействия рентгеновского излучения с материалом.

В качестве основы был выбран АБС-пластик, так как он является наиболее распространенным материалом изготовления филаментов для 3D принтеров. В представленной работе были рассчитаны профили и глубинные распределения дозы рентгеновского излучения в АБС-пластике со свинцовыми примесями разной концентрации. Результаты моделирования представлены в графическом виде.

## **АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ТЕПЛОМЕХАНИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС**

*Лоншаков Н.А., Дунаев В.А., Горбунов В.А.*

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

В 2013 году ОАО «Концерн Росэнергоатом» прошел сертификацию на соответствие требованиям международного стандарта ISO 50001:2011 «Системы энергетического менеджмента. Требования и руководство по применению». Данный стандарт обязывает руководство российских АЭС проводить мероприятия, направленные на снижение затрат тепловой и электрической энергии, отводимой на собственные нужды станции. Одним из объектов, потребляющих энергию собственных нужд станции, является турбопитательный насос АЭС. Для анализа его работы построена математическая модель, основанная на нейросетевых технологиях. Исходными данными для построения модели являлись массивы теплотехнологических параметров, полученных в процессе эксплуатации турбопитательного насоса. В ходе анализа выявлены наиболее значимые факторы, оказывающие влияние на эффективность работы исследуемого турбопитательного насоса, получены технически обоснованные нормы расхода тепловой энергии пара. Построенная математическая модель турбопитательного насоса обладает погрешностью результатов работы до 3%. Результаты проделанной работы объединены в программный комплекс, написанный на языке Microsoft, позволяющий в доступной форме получать интересующую информацию.

В итоге, разработана инновационная технология, позволяющая проанализировать эффективность эксплуатации тепломеханического оборудования АЭС, давать рекомендации по рационализации режимов их работы, определять технически обоснованные нормы расхода тепловой энергии пара.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Горбунов В.А. Использование нейросетевых технологий для повышения энергетической эффективности теплотехнологических установок/ ФГБОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет им. В.И. Ленина». – Иваново, 2011. – 475с.
2. Приложение №2 к приказу ОАО «Концерн Росэнергоатом» от 15.11.2013 № 9/1055-П «Стратегические цели и цели в области энергоэффективности на среднесрочную перспективу».

## **ИЗУЧЕНИЕ ЗАВИСИМОСТИ ПЛОТНОСТИ ОТ ПРИЛОЖЕННОГО ДАВЛЕНИЯ ПРЕССОВАНИЯ НА ПРИМЕРЕ ЭМИССИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕЖИМЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ГОРЕНИЯ**

*Закусилов В.В.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: vvz9@tpu.ru*

Целью работы является изучение зависимости плотности шихты от приложенного давления прессования в разных интервалах времени.

Для проведения эксперимента была использована смесь тонкодисперсных порошков оксида лантана с бором ( $\text{La}_2\text{O}_3+\text{B}$ ). Реагенты были тщательно перемешаны в кубическом смесителе, после чего были запрессованы методом глухого прессования в специальную цилиндрическую форму диаметром 3 см. Процесс прессования проводился с помощью гидравлического пресса с варьированием давления от 5 МПа до 25 МПа. Процесс глухого холодного прессования разделяется на четыре стадии. На первой стадии под действием осевого давления происходит структурное уплотнение состава. На второй стадии происходит уплотнение состава вследствие деформации гранул и частиц. На третьей стадии происходит деформация прессуемого состава. Четвёртая стадия характеризуется упругим сжатием прессуемого элемента [1].

При увеличении давления прессования, а следовательно и плотности, контакт между исходными реагентами увеличивается, что позволяет снизить энергетические затраты на инициирование реакции, а также позволяет увеличить скорость горения и теплопередачи от горячего продукта к холодному [2].

В результате осуществления эксперимента была установлена зависимость плотности шихты от приложенного осевого давления прессования. Экспериментальные данные согласуются с теорией, поэтому результаты можно использовать при технологии СВС для получения высокоэмиссионных материалов с заданными свойствами.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Инновационные энергосберегающие технологии переработки радиоактивных отходов / Г. А. Петров [и др.]; под ред. А. Г. Мержанова. – Москва: Книжный мир, 2012. – С. 122 – 123.
2. Современные методы получения матричных материалов для иммобилизации радиоактивных отходов / Демянюк Д. Г., Долматов О. Ю., Исаченко Д. С., Кузнецов М. С., Семенов А. О., Чурсин С. С. // Известия вузов. Физика. – 2013 – Т. 56 - №. 4/2. – С. 124 – 128.

## **МЕХАНОАКТИВАЦИЯ КАК ОДИН ИЗ ФАКТОРОВ, ВЛИЯЮЩИХ НА ИНИЦИИРОВАНИЕ САМОРАСПРОСТРАНЯЮЩЕГОСЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО СИНТЕЗА**

*Закусилов В.В.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: vvz9@tpu.ru*

Целью работы является изучение механоактивации как одного из факторов, влияющих на протекание и управление самораспространяющимся высокотемпературным синтезом.

Механоактивация – процесс образования вещества с большей химической активностью, вследствие предварительной механической обработкой (измельчение в ударном, ударно-истирающем или истирающем режимах) [1].

Механоактивация происходит, когда скорость накопления дефектов превышает скорость их исчезновения. Подобный процесс можно наблюдать в центробежных, планетарных и струйных мельницах, дезинтеграторах и других устройствах, где сочетаются высокие значения частоты и силы механического воздействия. Активация смеси численно равна суммарному изменению свободной энергии системы под действием механических сил. Механическая энергия, которую приобретает твёрдое тело во время активации, усваивается в виде линейных и точечных дефектов [2].

В результате проведения механоактивации реагентов средний размер частиц уменьшается, следовательно, контакт между ними становится более тесный, что благоприятно сказывается на распространении волны горения, так же наблюдается снижение температур спекания продуктов, улучшаются механические свойства материалов (снижается пористость, повышается прочность, улучшаются пластические свойства и др.), повышается реакционная способность твёрдых реагентов.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Лякишев Н.П. Энциклопедический словарь по металлургии. – М.: Интермет Инжиниринг. 2000.
2. Современные методы получения матричных материалов для иммобилизации радиоактивных отходов / Демянюк Д. Г., Долматов О. Ю., Исаченко Д. С. , Кузнецов М. С. , Семенов А. О., Чурсин С. С. // Известия вузов. Физика. – 2013 – Т. 56 - №. 4/2. – С. 124 – 128.

## **ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТОРИЯ В ЗОНЕ ВОСПРОИЗВОДСТВА ПРОЕКТА РЕАКТОРА БН-1200**

*Золотых Д. Е., Лебедев И. И., Наймушин А. Г.*

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

Энергоблоки с реакторами на быстрых нейтронах могут существенно расширить топливную базу атомной энергетики и минимизировать радиоактивные отходы за счет организации замкнутого ядерно-топливного цикла. В то же время, не смотря на кажущееся безмерное количества урана, имеет место быть проблема истощения его запасов. Поэтому становится актуальным вопрос поиска нового топлива для атомных электростанций, например, таких как торий. В настоящей работе представлены результаты исследования возможности использования тория в зоне воспроизводства проекта реактора БН-1200. Для этих целей была разработана расчетная модель в прецизионной программе MCU [1].

Были определены основные особенности применимости торийсодержащих материалов в работе ядерного реактора на быстрых нейтронах. Показано, что торий-232 является наиболее эффективным изотопом по сравнению с ураном-238 для реакторов с быстрым спектром нейтронов, поскольку, образуя уран-233 не претерпевает последующих ядерных превращений и испускает более двух нейтронов в расчёте на один захват первичного нейтрона для широкого набора реакторов, что является лучшим показателем для делящихся изотопов [2].

Рассмотрены перспективные варианты топливных композиций как для боковой зоны воспроизводства, так и для нижней торцевой зоны воспроизводства. Приведены достигаемые значения глубины выгорания при использовании различных видов топливных композиций зон воспроизводства. Оценена степень вовлечения воспроизводящих нуклидов в топливный цикл в течении кампании топливной сборки [3].

### ЛИТЕРАТУРА

1. Бойко В. И. и др. Торий в ядерном топливном цикле //М.: Издательский дом «Руда и Металлы.» – 2006. – Т. 3.
2. Бахметьев А. М., Васильев Б. А., Кузавков Н. Г. БН-1200 как установка IV поколения. – 2009.
3. Морозов А. Г. и др. Воспроизводства ядерного горючего в быстрых натриевых реакторах с гетерогенными активными зонами. //М: ЦНИИАтомиформ – 1986.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВОЗМОЖНЫХ ИМИТАТОРОВ ДИОКСИДА УРАНА ДЛЯ ЛАБОРАТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

*Касаткин Д.Д.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: ddk5@tpu.ru*

Ядерный реактор типа ВВЭР является самым распространенным в России. В нем используется керамическое топливо (диоксид урана). Однако низкая теплопроводность последнего не позволяют использовать весь потенциал ядерной установки [1].

Решить данную проблему возможно, если разбавить оксид частицами металла, который хорошо проводит тепло, то есть заключить частицы диоксида урана в кристаллическую матрицу. Такая композиция называется металлокерамическим топливом. Получить такое топливо возможно с помощью самораспространяющегося высокотемпературного синтеза (СВС) – экзотермической реакции синтеза веществ, протекающей в автоволновом режиме [2].

Уран является радиоактивным веществом, а также его способность делиться используется как основа для получения энергии в ядерном реакторе [3]. Но в лабораторных условиях не всегда возможно работать с радиоактивными веществами. Поэтому актуальной задачей является поиск имитаторов, у которых свойства максимально схожи с радиоактивными изотопами.

В данной работе рассматриваются различные элементы, химические и физические свойства которых схожи с диоксидом урана, а также эта работа выполнена в рамках разработки оптимальной технологии получения металлокерамического топлива методом СВС.

Наиболее близкими по химическим свойствам являются некоторые редкоземельные элементы и тяжелые металлы.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Росэнергоатом. Путем инноваций. Перспективное плотное топливо для энергетических реакторов. // Журн. «Росэнергоатом». 2011. № 10. С. 36-41.
2. Амосов А.П., Боровинская, И.П., Мержанов А.Г. Порошковая технология самораспространяющегося высокотемпературного синтеза. – М.: Машиностроение-1, 2007, 567 с.
3. Калинин Б.А. Физическое материаловедение. Том 6. Часть 2. Ядерные топливные материалы. – М.: МИФИ, 2008.

## ПОРОГОВЫЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В МУЛЬТИПЛИЦИРУЮЩИХ СИСТЕМАХ С ТОРИЕМ

*Кнышев В.В., Савасичев К.А., Иванова А.А., Бородай А.Ю.*  
Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: vvk28@tpu.ru

Для надежной оценки эффективности уран-ториевого ЯТЦ, имеет первостепенное значение точность оценок сечений взаимодействия нейтронов с ядрами топливных композиций. В настоящее время имеется множество разноплановых экспериментальных и расчетных ядерных данных – ENDF (США), JEFF (Европа), JENDL (Япония), TENDL (РФ), РОСФОНД (РФ).

Несмотря на это во всех существующих базах ядерных данных, в том числе и оцененных, практически, отсутствует информация о пороговых нейтронных реакциях на ядрах  $^{232}\text{Th}$ , а имеющиеся значения выходов и сечений отличаются на порядки [1].

Очевидно, что множественность источников информации, их неполнота и рассогласование окажет влияние на результаты критических расчетов решеток и систем с торием.

Расчетные оценки, выполненные для мультиплицирующих торийсодержащих систем  $\{(m\%U, n\%Th)O_2, (m\%Pu, n\%Th)O_2\}$  действующих на тепловых нейтронах показали, что формализм, описывающий процессы взаимодействия нейтронов с ядрами, включая поглощение и рассеяние, не всегда обеспечивает удовлетворительное согласие с экспериментом [2].

В работе приведены результаты нейтронно-физические расчетов торийсодержащих систем с использованием файлов библиотек оцененных данных (ENDF/B и JENDL-4.0) и аналитически скорректированных ядерных данных.

### ЛИТЕРАТУРА

1. 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.
2. 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.

## ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ УВЕЛИЧЕНИЯ ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ КЕРАМИЧЕСКОГО ТОПЛИВА

*Колядко Д.К.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск,  
пр.Ленина,30  
e-mail: dkk5@tpu.ru*

Как правило, в ВВЭР используется оксидное топливо ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ ,  $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ ), обладающие низким коэффициентом теплопроводности (на уровне  $2\div 3$  Вт/м\*К в диапазонах температур  $1000\div 2000$  °С) [1,2], который так же существенно уменьшается по мере выгорания топлива [3]. Следствием малой теплопроводности является высокая температура в центре топливных таблеток и большой градиент температуры по радиусу таблеток.

При увеличении глубины выгорания происходят растрескивания топливных таблеток, из-за высоких термических напряжений, перестройка структуры топлива, выход газообразных продуктов деления. Для нивелирования нежелательных качеств керамического топлива, в странах с развитой ядерной энергетикой, разрабатываются новые технология производства оксидного топлива, позволяющие увеличить теплопроводность топлива путем добавления в таблетки топлива материалов с высоким коэффициентом теплопроводности.

К потенциальным преимуществам такого топлива можно отнести: уменьшение запасенной в топливе тепловой энергии, уменьшение растрескивания, уменьшение выхода газообразных продуктов деления из топливных таблеток.

Целью данной работы было рассмотреть возможные способы увеличения коэффициента теплопроводности керамического топлива, путем добавления материала с высокой теплопроводностью

В ходе обзора были установлены наиболее перспективные способы увеличения теплопроводности оксидного топлива.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Fink J.K. Thermophysical Properties of Uranium Dioxide // J. of Nuclear Materials, 2000, V. 279, P. 1–18.
2. Библашвили Ю.К., Годин Ю.Г., Кулешов А.В., Милованов О.В., Михеев Е.Н., Попов С.Г., Проселков В.Н., исследование теплофизических и механических свойств уран-гадолиниевого оксидного топлива. Препринт РИЦ КИ инв. № ИАЭ-5744/4, 1994.
3. Walker C.T., Staicu D., Sheindlin M., Papaioannou D., Goll W., Sontheimert F. On the Thermal Conductivity of  $\text{UO}_2$  Nuclear Fuel at a High Burn-up of Around 100 MWd/kgHM // J. of Nuclear Materials, 2006, V. 350, P. 19–39.

## **АНАЛИЗ ХАРАКТЕРА ПОГЛОЩЕНИЯ ЭЛЕКТРОНОВ АБС-ПЛАСТИКОМ С МЕТАЛЛИЧЕСКИМИ ПРИМЕСЯМИ**

*Красных А.А., Милойчикова И.А., Стучебров С.Г.  
Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: stuchebrov@tpu.ru*

Электронные пучки нашли широкое применение в современной медицине. В основном их использование связано с проведением лучевой терапии [1]. Данная процедура требует точного планирования в целях определения необходимой геометрии и режимов работы узлов установки. Дозиметрическое планирование лечения осуществляется в основном методами, основанными на компьютерном моделировании процесса. Наличие материалов, имитирующих взаимодействие электронных пучков с человеческими тканями, позволило бы разрабатывать экспериментальные методы планирования подобных медицинских процедур. Для этого необходимо иметь не только способ изготовления тканезквивалентных материалов, но и метод быстрого создания изделий из них. Таким требованиям отвечают технологии быстрого прототипирования. Решением может быть получение филаментов, предназначенных для работы с 3D-принтерами, имеющих заданную плотность и, соответственно, определенный характер взаимодействия с электронными пучками.

Целью исследования являлось моделирование взаимодействия электронного пучка и АБС-пластика с примесями свинца разной концентрации. АБС-пластик выбран в силу того, что он является наиболее широко применяемым материалом в трёхмерной печати, основанной на методе наплавления [2].

В рамках работы в программе «Компьютерная лаборатория (PCLab)» рассчитаны глубинные распределения дозы электронного пучка в АБС-пластике со свинцовыми примесями разной концентрации и получены профили выведенного электронного пучка микротрона ТПУ [3–4].

### ЛИТЕРАТУРА

1. Hogstrom K. R., Almond P. R. // Phys. Med. Biol. 2006. V. 51. P. R455–R48.
2. АБС-пластик для 3D-печати [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.orgprint.com/wiki/3d-pechat/materialy-dlja-3d-pechati>.
3. Беспалов В.И. Компьютерная лаборатория. Томск: Изд-во ТПУ, 2015. 116 с.
4. Науменко Г. А., Потылицын А. П., Шевелёв М. В., Попов Ю. А. // Письма в ЖЭТФ. 2011. Т. 94, вып.4. С. 280–283.

## ОДНОРОДНОСТЬ КРЕМНИЕВЫХ ФОТОУМНОЖИТЕЛЕЙ ВНУТРИ КВАЗИПИКСЕЛЯ

*Кузнецов С.В.<sup>1,2</sup>, Исмагилов М.Ф.<sup>1</sup>, Скачков Е.В.<sup>1</sup>, Беляев В.Н.<sup>2</sup>*

*<sup>1</sup>АО «Наука и инновации», АО «НИИТФА», 115230, г. Москва,  
Варшавское шоссе, 46,*

*<sup>2</sup>НИЯУ МИФИ, 115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31.*

*e-mail: sergey162008@gmail.com*

В основу большинства современных гамма-камер заложено использование единого сплошного сцинтилляционного кристалла.

Существует другой подход – квазипиксельный, т.е. создание детекторного поля из отдельных модулей (квазипикселей), каждый из которых работает как независимый позиционно-чувствительный детектор.

В работе описывается квазипиксель – сцинтилляционный кристалл CsI(Tl) размерами 20x20x10 мм<sup>3</sup>, соединенный с матрицей 4x4 SiPM с чувствительной областью каждого SiPM 3x3 мм<sup>2</sup>. Для точного, однородного и линейного восстановления координат сцинтилляции крайне важно, чтобы все кремниевые фотоумножители внутри одного квазипикселя имели максимально схожие характеристики.

Исследованы методы учета неоднородности характеристик SiPM внутри квазипикселя с помощью моделирования в программном пакете Geant4 и экспериментальных измерений.

### ЛИТЕРАТУРА

1. N. Dinu, T. Ait Imando, et al., SiPM arrays and miniturized readout electronics for compact gamma camera, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 787 (2015).
2. N. Dinu, P. Barrillon, et al., Characterization of a prototype matrix of Silicon PhotoMultipliers, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 610 (2009).
3. Geant4 User's Guide for Application Developers, <http://geant4.web.cern.ch/geant4/UserDocumentation/UsersGuides/ForApplicationDeveloper/html/index.html>
4. Sensl C-Series Datasheet, <http://www.sensl.com/downloads/ds/DS-MicroCseries.pdf>.

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ УРАНА И ПЛУТОНИЯ ИЗ НИТРАТНЫХ РАСТВОРОВ**

*Лемешенко Т.И., Тундешев Н.В., Каренгин А.Г.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: tundeshev93@mail.ru*

Создаваемый российский замкнутый ЯТЦ предусматривает выдержку и переработку ОЯТ и производство регенерированного МОХ-топлива. Основой технологии переработки ОЯТ радиохимических заводов является PUREX-процесс, обеспечивающий высокую степень извлечения урана и плутония [1]. Однако, применение раздельного осаждения, получения и последующего механического смешения оксидов урана и плутония не всегда обеспечивает требуемый дисперсный состав и гомогенное распределение фаз в получаемых порошках, что приводит к высоким термическим напряжениям в твэле. Применение плазменной технологии позволяет одностадийно получать из смесевых нитратных растворов оксидные композиции заданного стехиометрического состава с гомогенным распределением фаз во всем объеме порошка и активно влиять на морфологию частиц [2]. Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при плазменной переработке таких растворов в виде оптимальных по составу диспергированных горючих водно-солеорганических композиций (ВСОК). В работе представлены результаты расчетов показателей горючести модельных ВСОК на основе этилового спирта и определены составы горючих ВСОК, обеспечивающие их энергоэффективную переработку в воздушной плазме. По результатам термодинамического моделирования процесса плазменной обработки смесевых нитратных растворов в виде горючих ВСОК определены оптимальные режимы для их энергоэффективной переработки в воздушной плазме. Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA». Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании энергоэффективной технологии плазменного получения смесевых оксидных композиций для МОХ-топлива.

### ЛИТЕРАТУРА

2. ОЯТ./ Электронный ресурс.// Режим доступа: <http://nauka.relis.ru/06/0111/06111040.PDF>.
3. Туманов Ю.Н., Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле. – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2003. – 760 с.

## **СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА НАНОКОЛЛОИДА $^{99m}\text{Tc-AL}_2\text{O}_3$ И ФИТАТНОГО КОЛЛОИДА В ДИАГНОСТИКЕ СТОРОЖЕВЫХ ЛИМФАТИЧЕСКИХ УЗЛОВ ПРИ ОРГАНОСОХРАНЯЮЩЕМ ЛЕЧЕНИИ ИНВАЗИВНОГО РАКА ШЕЙКИ МАТКИ**

*Ляпунов А.Ю., Синилкин И.Г., Чернов В.И., Чернышова А.Л.  
Томский научно-исследовательский институт онкологии, 634050,  
г.Томск, пер.Кооперативный, 5,  
e-mail: clinica@oncology.tomsk.ru*

Цель: сравнить и оценить возможности  $^{99m}\text{Tc-AL}_2\text{O}_3$  и фитатного коллоида для диагностики состояния регионарных лимфатических узлов у больных с инвазивным раком шейки матки.

В исследование включено 35 больных раком шейки матки IA-IV стадий. Все пациентки были разделены на 2 группы: 15 и 20 человек соответственно. В первой группе для визуализации «сторожевых» лимфатических узлов вводился радиоактивный  $^{99m}\text{Tc-AL}_2\text{O}_3$  за сутки до операции в дозе 80 МВq. Второй группе пациентов вводился фитатный коллоид. Всем больным выполнялось сцинтиграфическое исследование на гамма-камере через 20 минут и 3 часа после введения радиоиндикатора в режиме однофотонной эмиссионной компьютерной томографии (ОЭКТ) области таза. Оценка томографических сканов проводилась визуально. Поиск сторожевых лимфатических узлов интраоперационно осуществлялся при помощи гамма-зонда Gamma Finder II®.

В результате проведенного исследования в первой группе больных (n=15), которым вводился  $^{99m}\text{Tc-AL}_2\text{O}_3$  при проведении ОЭКТ брюшной полости СЛУ выявлены у всех 15 пациентов в количестве 19 лимфоузлов, тогда как при интраоперационном радиометрическом исследовании всего выявлено 24 СЛУ. Во второй группе больных (n=20), которым вводился фитатный коллоид, радиографически удалось выявить 23 сторожевых лимфатических узлов у 17 человек, а радиометрически СЛУ выявлено у 19 пациентов в количестве 27 СЛУ.

При применении радиофармпрепарата  $^{99m}\text{Tc-AL}_2\text{O}_3$  у больных РШМ сторожевые лимфатические узлы выявлены с чувствительностью и специфичностью 100%. При использовании фитатного коллоида СЛУ выявляются с чувствительностью 85% и специфичностью 100% соответственно.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Лишманов Ю.Б., Чернов В.И. Национальное руководство по радионуклидной диагностике.

## СПОСОБЫ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Малик А.А., Рыжков А.А.*

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

В мире ежедневно и непрерывно вырабатываются радиоактивные отходы ядерными реакторами на атомных электростанциях, что, в свою очередь, очень остро ставит проблему устранения их воздействия на окружающую среду. Эта задача непременно должна быть как-то решена, так как распространение радиоактивных отходов в окружающей среде может существенным образом повлиять как на будущее всего живого, так и на будущее атомной энергетики в целом. Поэтому многие университеты мира разрабатывают проекты, направленные на обеспечение безопасной обработки, безопасного кондиционирования, хранения и захоронения радиоактивных отходов. Одним из важных способов утилизации радиоактивных отходов является метод иммобилизации.

Общепринятые методы иммобилизации включают отверждение жидких радиоактивных отходов низкого и среднего уровней активности путём их включения в цемент (цементирование) или битум (битумирование), а также остекловывание жидких радиоактивных отходов [1]. Иммобилизованные отходы, в свою очередь, в зависимости от характера и их концентрации могут упаковываться в различные контейнеры. В настоящее время наиболее актуальной (и пока оптимально не решенной) задачей является минимизация концентрированных жидких радиоактивных отходов (КЖРО) с переводом их в наименее подвижную форму [2].

### ЛИТЕРАТУРА

1. П.В. Козлов, О. А. Горбунова, Цементирование как метод иммобилизации радиоактивных отходов низкой и средней активности / П.В. Козлов, О. А. Горбунова Озерск. : РИЦ ВРБ ФГУП «ПО «Маяк», 2011. - 5 с.
2. Р.Г. Геворкян. Утилизация радиоактивных отходов атомной энергетики путем их иммобилизации на основе природных минералов в стабильные матричные кристаллические материалы [Электронный ресурс]. – <http://www.armic.am/modules.php> – статья в интернете.

**АНАЛИЗ ПРИМЕНЕНИЯ МИКРОТОПЛИВА В ВВЭР**

*Масенко С. А.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: Mongusch-S@mail.ru*

В настоящее время стоит вопрос поиска альтернативных источников энергии. Одно из решений этого вопроса — развитие ядерной энергетики. Развитие ядерной энергетики ведется в двух направлениях: повышение мощностей и обеспечение безопасной эксплуатации атомных станций. Для обеспечения безопасной эксплуатации создаются новые радиационно-стойкие материалы и внедряются системы контроля. Одной из разработок, выдерживающих жесткие эксплуатационные режимы, является создание в 60-х годах новых тепловыделяющих элементов — микротоплива, — которые могут выдерживать температуру более 2000 °С [1]. В данных тепловыделяющих элементах топливо находится в центре шара и окружено 3-4 слоями защиты. Защитные слои позволяют сохранять продукты деления в тепловыделяющем элементе при потере теплоносителя. При использовании микротоплива возможно достижение глубин выгорания в 2-3 раза выше, чем в стандартных твэлах. Отработанное микротопливо невозможно использовать в качестве ядерного оружия [2].

С учетом преимуществ микротоплива, было рассмотрено его использование на атомных станциях типа ВВЭР. Однако данный вопрос мало исследован и требует различных нейтронно-физических расчетов.

В результате работы была создана математическая модель тепловыделяющей сборки (ТВС) с использованием микротоплива для реактора типа ВВЭР. Рассчитано выгорание нуклидов, а также наработка отравителей и шлаков. Проведено сравнение полученных результатов со штатной загрузкой реактора типа ВВЭР.

**ЛИТЕРАТУРА**

1. Физическое материаловедение: Учебник для вузов. В 6 т. Том 6. Часть 2. Ядерные топливные материалы. / Б.А. Калинин, Ю.А. Годин, Ф.В. Тенишев, В.В. Новиков./ Под общей ред. Б.А. Калина. – М.: МИФИ, 2008. с. 505-523.
2. Карпов В.А. Топливные циклы и физические особенности высокотемпературных реакторов. М. Энергоатомиздат, 1985. с. 9-22.

## ФИЛЬТРЫ ДЛЯ ФОРМИРОВАНИЯ ПОЛЕЙ ЭЛЕКТРОННЫХ ПУЧКОВ

*Милойчикова И.А., Стучебров С.Г.*

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

Повсеместное применение электронных пучков предъявляет широкий спектр требований к форме их профиля [1–2]. Как следствие развитие и создание новых способов формирования электронных полей является актуальной задачей. Алюминий является одним из самых широко распространенных материалов для производства выравнивающих фильтров. В свою очередь пластик может стать возможной альтернативой, позволяющей повысить экспрессность методов создания фильтров и существенно удешевить процесс посредством применения технологий трехмерной печати.

Для изготовления выравнивающих фильтров наряду с алюминием в данном исследовании был выбран АБС-пластик, так как он является одним из самых распространенных материалов применяемых в технологиях 3D-печати [3].

В рамках данной работы на основе экспериментальных данных разработана модель выведенного электронного пучка микротрона ТПУ (энергия электронов – 6,1 мэВ) [4]. Затем был проведен расчет геометрии выравнивающих фильтров из АБС-пластика и алюминия и теоретический анализ сформированных электронных полей. На заключительном этапе были изготовлены выравнивающие фильтры из АБС-пластика и алюминия.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Bunatian G. G. // ЭЧАЯ. 2012. Т.43, вып. 6. С. 1659-1685.
2. Hogstrom K. R., Almond P. R. // Phys. Med. Biol. 2006. V. 51. P. R455–R48.
3. Fischer F. Thermoplastics [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.appliancedesign.com/ext/resources/AM/Home/Files/PDFs/themoplastics.pdf>.
4. Науменко Г. А., Потылицын А. П., Шевелёв М. В., Попов Ю. А. // Письма в ЖЭТФ. 2011. Т. 94, вып.4. С. 280–283.

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ ДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ В СРЕДЕ MATLAB/SIMULINK**

*Молодов П.А., Аникин М. Н., Чертков Ю.Б.*

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

*e-mail:molodovpavel@gmail.com*

Настоящий доклад посвящен проведению расчетных исследований нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в ядерных реакторах. Разработанная модель может быть применена при концептуальном проектировании различных типов реакторных систем для решения оптимизационных задач, а также в образовательном процессе для приобретения навыков оперативного взаимодействия с ядерной установкой.

На основе программной среды Simulink/MATLAB [1] создан расчётный инструмент, предназначенный для анализа динамического реагирования системы на внешние воздействия с произвольными начальными условиями. Среда дополнена библиотекой расчётных модулей, в которых представлены модели точечной кинетики и одномерная динамическая модель теплофизических процессов [2] с учетом температурного эффекта реактивности и естественной циркуляции теплоносителя в корпусе реактора.

Верификация расчетной модели проводилась путем сравнения результатов расчета с экспериментальными данными, полученными на реакторе ИРТ-Т [3] при вводе реактивности на уровнях мощности 12 КВт, 100 КВт, 3 МВт. В качестве эталонного значения были приняты изменения положения стержней системы регулирования во время переходных процессов.

### ЛИТЕРАТУРА

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.
3. Наймушин А. Г. и др. Исследование распределения поля энерговыделения в реакторе ИРТ-Т при различном положении стержней регулирования //Известия высших учебных заведений. Физика. – 2012. – т. 55. – №. 11-2. – с. 353-359.

## ПРОИЗВОДСТВО ВЫСОКОПЛОТНОГО НИТРИДНОГО ТОПЛИВА ИЗ ОБЕДНЕННОГО УРАНА

*Недбайло Д.В.*

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

В настоящее время создание энергонапряженных ядерно-энергетических установок требует эффективных видов ядерного топлива, способных в процессе эксплуатации выдерживать разнообразные воздействия нейтронных полей, высоких температур.

Качественно новый этап в развитии ядерно-энергетических установок невозможен без перехода к более плотным по урану и отличающимся более высокими теплофизическими свойствами топливным материалам, таким как нитридное топливо.

В настоящее время нитридное топливо рассматривается как перспективное топливо реакторов на быстрых нейтронах.

В системе U-N установлено существование трех нитридов: UN, U<sub>2</sub>N<sub>3</sub> и UN<sub>2</sub>. Все нитриды урана в вакууме при нагревании неустойчивы и подвергаются диссоциации. Мононитрид урана, является наиболее устойчивым соединением, представляющим интерес в качестве потенциального материала ядерного горючего.

Для промышленного получения мононитрида наиболее перспективным в настоящее время с экономической точки зрения является метод карботермического синтеза, основанный на восстановлении диоксида урана углеродом в атмосфере азота при температуре от 1500 до 1700°С.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А. Нитридное топливо для ядерной энергетики: Москва: Техносфера, 2013.

## **ФОРМИРОВАНИЕ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ РЕАКТОРА ИРТ-Т С ЗАДАННЫМИ СВОЙСТВАМИ**

*Нерода А.А., Лебедев И. И., Чертков Ю.Б.*

*Томский политехнический университет, 634050, г.Томск, пр.Ленина,30  
e-mail: Neroda\_94@mail.ru*

Исследовательские ядерные реакторы вносят существенный вклад в развитие науки. На реакторах ведутся ряд фундаментальных и прикладных научных исследований, создание и реализация научно-технической продукции.

Необходимым условием для проведения некоторых исследований является однородное распределение плотности потока нейтронов по объему экспериментально канала. В частности, соблюдение необходимых коэффициентов равномерности необходимо для легирования кремния с целью улучшения его полупроводниковых свойств. Обеспечение заданной степени однородности характеристик канала достигается несколькими способами, один из них – это профилирование плотности потока, путем формирования канала различными материалами.

Так как на ИРТ-Т в качестве отражателя используется бериллий, в работе выбраны материалы, основанные на этом элементе. Выбранными соединениями являются оксид бериллия и бериллиевое стекло.

Проведенные расчеты в ПО TIGRIS показывают возможность формирования поля распределения плотности потока нейтронов в экспериментальном канале с высокой степенью однородности при использовании различных соединений на основе бериллия.

### **ЛИТЕРАТУРА**

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.

## ИЗМЕНЕНИЕ СВОЙСТВ БЕРИЛЛИЯ ПОД ДЕЙСТВИЕМ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ОТРАЖАТЕЛЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Николаев Ю.Ю.

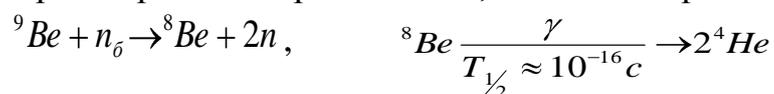
НИЯУ МИФИ, 115409, г.Москва, Каширское ш., 31

e-mail: potron38@yandex.ru

В процессе эксплуатации ядерно-энергетических установок под воздействием интенсивного нейтронного излучения изменяются структура и физико-механические свойства материалов, что приводит к потере ими рабочих характеристик. Благодаря хорошим ядерно-физическим свойствам бериллий привлекает большое внимание исследователей и конструкторов при разработке и создании образцов атомной техники. Сочетание малой атомной массы, малого сечения захвата тепловых нейтронов (0,009 барн) делает бериллий одним из лучших материалов для изготовления замедлителей и отражателей нейтронов в атомных реакторах. Для формирования представления о возможности использования бериллия атомной энергетике, были рассмотрены все возможные реакции, протекающие вследствие взаимодействия нейтронов с данным веществом. Все данные были получены с помощью анализа базы данных «JANIS». В результате были отобраны две реакции, которые наиболее вероятны в бериллиевых блоках, это  $(n;2n)$  и  $(n;\alpha)$ . Все остальные реакции имеют либо высокие энергетические пороги взаимодействия либо низкие вероятности протекания данной реакции.

Для измерений количественных характеристик, описывающих изменение свойств бериллиевых блоков, были данные реакции:

При энергии нейтронов  $E \geq 1,7$  МэВ идет реакция  $(n, 2n)$



При энергии нейтронов  $E \geq 0,75$  МэВ идет реакция  $(n, \alpha)$



В результате проделанной работы были изучены основные свойства бериллия, все реакции, возникающие при взаимодействии с потоком нейтронов и особенности изменения структуры бериллиевого отражателя под действием этого облучения. Исходя из полученных данных, можно сделать вывод, что на данный момент целесообразно использование бериллия только в качестве отражателя.

## **АНАЛИЗ КОНСТРУКТИВНЫХ ОСОБЕННОСТЕЙ И ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ МАЛОЙ МОЩНОСТИ**

*Прец А.А., Санар А.Д.*

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

В силу огромной по размерам, различной по климатическим условиям и, довольно часто, труднодоступной территории, Российская Федерация характеризуется неравномерностью заселения и различным уровнем экономического развития отдельных регионов. Большие территории находятся вне зоны централизованного электроснабжения и энергообеспечение этих отдалённых регионов осуществляется автономными источниками на органическом топливе, завоз которого связан с большими затратами, а эксплуатация наносит серьезный 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.

В ходе анализа эксплуатационных параметров и конструктивных особенностей реакторов нового поколения малой мощности рассмотрены несколько видов реакторов: КЛТ-40С (водо-водяной реактор); БК-300 (кипящий реактор) и АБВ-12 (легководяные реакторы с водой под давлением). Показано, что реакторная установка КЛТ-40С, являющаяся усовершенствованным аналогом установок атомных ледоколов, может быть создана при минимальных затратах и в сжатые сроки. КЛТ-40С является безопасным и наиболее приемлемым по технико-экономическим показателям источником энергии для условий Севера и приравненных к нему отдаленных районов, даже при наличии у них собственных энергоносителей.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Алешин В. С., Кузнецов Н. М., Саркисов А. А. Судовые атомные реакторы / В. С. Алешин, Н. М. Кузнецов. – Л.: Судостроение, 1968. – 254 с.
2. Гусев Л. Б., Баленко Ю. К. Основы ядерной физики и теории ядерных реакторов / Л. Б. Гусев, Ю. К. Баленко. – СПб.: ВМИИ, 2004. – 205 с.
3. Дементьев Б. А. Ядерные энергетические реакторы / Б. А. Дементьев. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 234 с.

## **СКОРОСТЬ НАКОПЛЕНИЯ ЭНЕРГИИ ВИГНЕРА В РЕАКТОРНОМ ГРАФИТЕ МАРКИ ГР-280 ПРИ ЕГО ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ АДЭ**

*Пугачев Д.К., Мочалов А.М., Куликов М.Г.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: dkp2@tpu.ru*

АДЭ является двухцелевым промышленным уран-графитовым реактором, предназначенным для наработки оружейного плутония, производства тепла и электроэнергии. Применение графита, в качестве замедлителя в этих реакторах, обуславливается его свойствами, а именно малым сечением поглощения нейтронов и высокой замедляющей способностью. Помимо указанных свойств, необходимо отметить также относительную легкость получения графита высокой чистоты, малое значение сечения поглощения нейтронов, исключительно высокие термические свойства, достаточную прочность и хорошую механическую обрабатываемость.

Под действием нейтронного излучения в кристаллической структуре графита образуются точечные дефекты (пары Френкеля), которые под действием сопутствующего гамма-излучения и температуры облучения могут либо рекомбинировать, либо группироваться в более сложные дефекты. Общее количество накопленных в графите дефектов определяет величину запасенной энергии.

В работе проведен анализ процесса накопления запасенной энергии в графите кладок остановленных промышленных уран-графитовых реакторов; определены зависимости скоростей накопления запасенной энергии от времени эксплуатации графита в реакторе АДЭ; определена зависимость скорости выделения запасенной энергии от температуры отжига облученного графита, которая на качественном уровне совпадает с экспериментальной.

Анализ расчетных результатов позволяет сделать вывод о том, что выбранная расчетная модель, полученные в ходе работы многогрупповые параметры и аппроксимационные зависимости постоянной рекомбинации точечных дефектов от температуры графита удовлетворительно описывают процесс дефектообразования в кристаллической структуре графита при облучении.

Значение запасенной энергии Вигнера графита, эксплуатируемого в реакторе АДЭ на номинальном уровне мощности, не превышает значения 700 кал/г для температуры 50 °С.

## ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ПОЛУЧЕНИЯ СТРОНЦИЯ–82 И ЙОДА–124 НА ЦИКЛОТРОНЕ P7–M

*Головков В.М., Салодкин С.С.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
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  $\beta^+$  – излучатели с периодами полураспада от нескольких минут до нескольких дней.

Для этих целей активно используются препараты на основе  $\text{Sr}^{82}$  и  $\text{I}^{124}$ , применяемые в позитронной эмиссионной томографии для диагностики сердечно-сосудистых заболеваний и заболеваний щитовидной железы.

Целью данной работы является подготовка предложений о возможности получения  $\text{Sr}^{82}$  и  $\text{I}^{124}$  для ПЭТ — диагностики с использованием циклотрона P7–M.

Для достижения поставленной цели был проведен анализ материалов и особое внимание уделено методу получения радионуклидов на низкоэнергетическом ускорителе заряженных частиц, для снижения конечной стоимости РФП. В соответствии с выбором метода была изучена литература и рассмотрены особенности производства медицинских радионуклидов на циклотроне P7–M, а также изучены возможные реакции для получения соответствующих радионуклидов.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Баранов В.Ю. Изотопы: свойства, получение, применение./ Владимир Баранов — М.: ИздАТ, 2000.—704 с.
2. Наркевич Б.Я. Физические основы ядерной медицины./ Борис Наркевич – М.: АМФ – Пресс, 2001. – 60 с.
3. П.П. Дмитриев. Выход радионуклидов в реакциях с протонами, дейтронами, альфа-частицами и гелием-3: Справочник./ Павел Дмитриев – М.: Энергоатомиздат, 1986. –269 с.

## **ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА DFA ДЛЯ КОНТРОЛЯ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ\***

*Седанова Е.П., Жвырбля В.Ю., Седнев Д.А.  
Томский политехнический университет, 634050, г. Томск,  
пр. Ленина, 30  
e-mail: lizasedanova@mail.ru*

Одним из путей предотвращения нежелательных последствий от эксплуатации энергоблоков ядерных реакторов, включающих в свою структуру составляющие с внутренними дефектами, является систематичное использование методов неразрушающего контроля, более половины современных средств которого являются акустическими. Выявление универсального алгоритма анализа, обработки данных и визуализации объекта контроля является актуальной задачей на сегодняшний день.

Целью работы является отработка технологии визуализации ультразвукового контроля композиционных материалов, применяемых в атомной промышленности, методом DFA (Digital Focus Array) [1].

Практическая часть работы описывает применяемое для проведения контроля оборудование, общие характеристики контроля, а также полученные результаты контроля углепластикового образца, содержащего искусственные расслоения.

Использование данного метода контроля позволяет достичь высоких показателей повторяемости результатов и значительно повысить скорость проведения контроля. Все это демонстрирует большие перспективы внедрения описанной технологии в атомной отрасли промышленности.

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

### ЛИТЕРАТУРА

1. 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](http://www.ndt.net/article/ecndt2010/reports/1_03_22.pdf), свободный – Загл. с экрана. – Яз. англ. Дата обращения 13.05.15г.

## ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ВЫГОРАЮЩИХ ПОГЛОТИТЕЛЕЙ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР. ПОИСК АЛЬТЕРНАТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ

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

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр.Ленина,30  
e-mail: slivin-a@mail.ru*

Увеличение длины кампании реактора осуществляется за счет 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 редкого элемента Hf, рассеянного элемента Cd, элементов группы лантаноидов Eu, Sm, Dy, Gd, Er, используемый поглотитель – бор, четно-четный изотоп плутония, некоторые изотопы нептуния, америция, кюрия, которые позволяют обеспечить необходимый начальный запас реактивности. Кроме выбора материала важен выбор способа размещения поглотителя в топливной сборке [2].

Нейтронно-физические расчеты ячейки проводились с использованием программного комплекса WIMSD-5B. Расчет выгорания топлива и поглотителя производился в цилиндрической геометрии, при сохранении площади элементарной ячейки, температура топлива ( $UO_2$ ) принималась равной 1025 К, температура теплоносителя ( $H_2O$ ) – 580 К. Для достижения длины кампании реактора не менее 300 эффективных суток было выбрано обогащение топлива по  $^{235}U$  – 5 % [3].

### ЛИТЕРАТУРА

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. Наймушин А. Г. Варлачев В. А. , Чертков Ю. Б. , Нуркин А. С. Результаты численного моделирования работы реактора ИРТ-Т по программе WIMS-ANL // Известия вузов. Физика. - 2014 - Т. 57 - №. 11/2. - С. 216-220.

## **РАЗВИТИЕ СИСТЕМЫ ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБРАЗОВАНИЯ ГК «РОСАТОМ»**

*Смирнова Т.Л.*

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г. Северск Томской обл., пр. Коммунистический, 65  
e-mail: ctl2009@yandex.ru*

Система профессионального корпоративного образования ядерного ТЭК России отличается тем, что более интенсивно формирует и накапливает высокого качества компетенции работников, необходимые для инновационного развития предприятий. Профессиональное образование в условиях рисков старения экономически активного населения, несбалансированности социальных интересов работника и работодателя в секторах российской экономики, недостаточной эффективности государственной поддержки институтов инновационного развития, снижает профессиональный уровень работников. Горизонтальная и вертикальная интеграция образовательных институтов обеспечивает гибкость подстройки предложения профессионально-квалификационных групп под сетевую структуру организации бизнеса. Профильные образовательные институты становятся «ядром» образовательной сети ГК «Росатом», обеспечивая профессиональную мобильность и инновационную активность работников. Тенденции развития смежных и усложняющихся профессиональных компетенций работников ГК «Росатом» определяются развитием когнитивных и профессиональных навыков работников [1].

Профессиональная подготовка квалифицированных специалистов для ГК «Росатом» ведется по направлениям инновационного развития: ядерные технологии, социальные, информационные и бизнес-технологии. Инновационная деятельность в ядерном кластере территориальной экономики направлена на формирование дополняющих друг друга экономических, социальных и других сопряженных эффектов; связана с производством, реализацией высокотехнологичной продукции и услуг, развитием дифференцированного спроса на профессионально-квалификационные группы, новыми способами поиска и привлечения специалистов с высоким уровнем информационной и профессиональной культуры.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Росатом делится знаниями / под ред. В.А. Першукова, Д.С. Метовникова. – М.: НИУ ВШЭ. 2012. – 152с.

## **СИНТЕЗ ЛЮМИНОФОРОВ НА ОСНОВЕ РЗЭ, ПОЛУЧЕННЫХ СОВМЕСТНОЙ ДОБЫЧЕЙ С УРАНОМ**

*Терещенко Е.В., Кербель Б.М.*

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

В настоящее время в России происходит смещение акцента в пользу использования инновационных энергоэффективных технологий. Светодиодные технологии выступают в числе наиболее перспективных источников освещения, поэтому рынок светодиодов развивается динамично. Также выход в 2009 году федерального закона № 261 «Об энергосбережении» заставил россиян очень серьезно отнестись к проблеме экономии электроэнергии. Суть вопроса в том, что естественное свечение светодиодных светильников – синее, а для комфортного восприятия света, потребителю необходимо либо солнечное, либо белое. Чтобы его получить, на светодиод нужно нанести слой желтого люминофора. Т.к. спрос на светодиоды растет, для их производства необходим люминофор. В России 98% производства означает изготовление люминофоров на устаревшем оборудовании. Для создания полного цикла производства люминофоров в России необходима не только новая или оптимизированная технология синтеза, но и добыча исходного сырья РЗЭ в России. Таким образом, мы избавимся от импорта не только готового продукта - люминофоров, но и прекурсоров для их получения. В настоящее время в стране наблюдается почти полная зависимость от импортных материалов. Урановый холдинг АРМЗ, входящий в структуру ГК Росатом, планирует подписать с российскими компаниями ряд соглашений о сотрудничестве по попутной добыче редкоземельных металлов. В 2013 г., ЗАО «Далур» совместно с ООО «ИнтермиксМет» провел первый этап опытных работ по изучению возможности попутного извлечения РЗМ из маточных растворов сорбции. С помощью российского партнера ОАО «Хиагда» планирует реализовать проект диверсификации производства и сможет осуществлять попутное извлечение редкоземельных металлов (РЗМ). Подобный проект в настоящее время успешно реализуется на ЗАО «Далур», также входящем в контур управления Уранового холдинга «АРМЗ».

Лабораторные исследования показали, что на Хиагдинском рудном поле возможно попутное извлечение редкоземельных элементов в пропорции 1 тонна РЗМ на 1 тонну урана.

## **МИКРОКАПСУЛЫ БИОДЕГРАДИРУЕМЫХ КОМПОЗИТНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ПРОФИЛАКТИКИ ЗАБОЛЕВАНИЙ ОПОРНО-ДВИГАТЕЛЬНОГО АППАРАТА ЧЕЛОВЕКА**

*Гурова О.А., Гузеев В.В., Зеличенко Е.А., Ковальская Я.Б,  
Фатеев Г.А.*

*Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65  
e-mail: Oksana87@sibmail.com*

Заболевания опорно-двигательного аппарата – являются широко распространенными среди населения и обладают такими социально значимыми последствиями, как например, переломы костей, инвалидность и даже смертность. Поэтому необходима профилактика данных заболеваний для повышения нашего качества жизни.

Актуальной проблемой на сегодняшний день является восстановление нарушенных функций отдельных органов, частей скелета и всего опорно-двигательного аппарата. В связи с этим повышается потребность в биоматериалах, способных восстанавливать костную ткань и хряща сустава.

Применение нового материала позволит решить важную проблему профилактики пациентов с явлениями остеопороза или остеопении, особенно лиц пожилого возраста при различных поражениях костной и хрящевой тканей. Кроме того, применение материала гарантирует не только сокращение сроков реабилитации после различных травм и поражений костной и хрящевой тканей, но и более полное и полноценное их восстановление.

Микрокапсулы с биокомпозиционным материалом предназначены для профилактики заболеваний опорно-двигательного аппарата, а так же для применения в хирургической стоматологии, пародонтологии, травматологии, нейрохирургии, ортопедии и челюстно-лицевой хирургии. Материал представляет собой двухкомпонентную систему, содержащую капсулируемое вещество, окруженное полимерной оболочкой (мембраной).

Таким образом, полученный биodeградируемый композитный материал в виде микрокапсул способен резорбироваться в управляемом режиме, обеспечивать спланированное по времени высвобождение заключенных в микрокапсулу гранул. Разработанный состав микрокапсул призван остановить прогрессирование патологических изменений.

## **АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ПАРАМЕТРОВ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ РАДИЕВЫХ МИШЕНЕЙ НА НАКОПЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДА РАДИЯ-223**

*Харисова А.Е., Денисов С.В., Рыжакова Н.К.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: anastasiya.harisova.94@mail.ru*

Радионуклидная терапия с использованием короткоживущих альфа-излучающего радионуклида радий-223 рассматривается как перспективный метод лечения рассеянных и метастазирующих онкологических заболеваний. Радий-223, локализованный на поверхности кости или кальцифицированных опухолях, вместе со своими дочерними нуклидами может доставлять интенсивную и строго локализованную дозу  $\alpha$ -частиц с меньшей дозой для костного мозга. Благодаря более высокой линейной потере энергии и короткой длине пробега, соответствующей нескольким клеточным диаметрам,  $\alpha$ -частицы оказываются наиболее эффективными по поражающему действию и менее опасными по радиационной нагрузке.

В работе проведён расчёт удельной активности целевого радионуклида радия-223, образующегося в результате распада актиния-227, предварительно полученного при облучении в потоке нейтронов мишеней, содержащих радий-226 в различных химических формах [1-3]. На основе полученных результатов в качестве мишенного вещества выбран карбонат радия, который позволяет при одинаковых временах облучения достичь наиболее высокую удельную активность. Для данного мишенного вещества проведена оценка влияния параметров облучения – температуры нейтронного газа, плотности потока нейтронов и эпитеплового индекса. Показано, что для получения наибольшего количества радия-223 следует облучать радиевую мишень в более жёстком спектре нейтронов. Кроме того, удельная активность радия-223 практически не зависит от температуры нейтронного газа и возрастает с увеличением плотности потока нейтронов по линейному закону.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Каралова З.К., Иванов Р.Н., Мясоедов Б.Ф. и др. Получение изотопов Ас -227 и Th-228 при облучении радия в реакторе СМ\_2 [Текст] – М.: Атомная энергия. 1972. Т.32.
2. Кривохатский А.С., Романов Ю.Ф. Получение трансурановых и актиноидных элементов при нейтронном облучении [Текст] – М.: Атомиздат, 1969.
3. Герасимов А.С. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах [Текст] – М.: Энергоатомиздат, 1998.

## **ХЛОРИДНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ПОЛУЧЕНИЯ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ЛИТИЯ-7 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ГАЗОГИДРАТНОГО ПОГЛОЩЕНИЯ ВОДЫ**

*Хорохорин В.С., Семенов С.С., Циркунов П.Т., Гузеев В.В.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65.  
e-mail: [xoroxor@sibmail.com](mailto:xoroxor@sibmail.com).*

На ПАО «НЗХК» (г. Новосибирск) создаётся производство высокочистого металлического изотопа лития-7 (99,95%) для атомной промышленности, поэтому актуализируется проблема создания технологии, которая позволила бы экономически эффективно получать металлический литий. На производственных площадях вырабатывается карбонат лития с невысокой долей требуемого металла. Для получения лития-7 возможно использовать классическую хлоридную технологию с модификацией на основе осушения газовыми гидратами. Материальный расчет показал, что благодаря введению газогидратной технологии количество воды, необходимой для выпаривания, можно уменьшить в 2 раза и более. Газогидратная технология осушения водных растворов была разработана в СТИ НИЯУ МИФИ. Принцип работы технологии заключается в следующем: образование газовых гидратов приводит к удалению лишнего растворителя из раствора без взаимодействия с растворенным веществом, после чего газовые гидраты регенерируются и поступают обратно в цикл. При умеренном давлении газовые гидраты природных газов существуют вплоть до 20–25 °С. Такой способ снижает энергетические затраты процесса разделения, а также не предполагает использование химических реагентов. В газогидратный осушитель подаётся фреон-22 (метан, пропан), при давлении 800 КПа и температуре 13°С происходит образование газовых гидратов. Газовый гидрат удаляется и идёт на разложение, затем освобождённый фреон-22 возвращается в цикл, а вода очищается от примесей и идёт в слив. Использование представленной технологии позволяет добиться снижения энергозатрат до 40%, а при оптимизации процесса – до 70-80% от затрат обычного выпаривания.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Плющев В.Е., Степин В.Д. Химия и технология соединений лития, рубидия и цезия. – М.: Химия, 1970. – 408 с.

## ДВУХВОЛНОВАЯ РЕНТГЕНОВСКАЯ АБСОРБЦИОМЕТРИЯ В МНОГОФАЗНОЙ РАСХОДОМЕТРИИ

*Черепенников Ю.М., Гоголев А.С.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: che@scalpnet.ru*

Авторами предложен способ двухволновой абсорбциометрии [1]. Данный способ является частным случаем рентгеновской волнодисперсионной спектроскопии и может быть использован для определения компонентного состава сред, содержащих ограниченное число компонент, например, потоков многофазных жидкостей, что в настоящее время востребовано в нефтегазовой промышленности. В докладе приводится подробное описание предложенного способа, результатов численного моделирования и экспериментальных исследований. В настоящее время наиболее распространены устройства, основанные на применении гамма-излучения от радиоактивных источников, например,  $^{133}\text{Ba}$ . Главной отличительной особенностью предложенного способа является применение в качестве источника излучения рентгеновской трубки, а также блока кристаллических монохроматоров-анализаторов для одновременного анализа степени поглощения излучения с разной энергией. Тестовые эксперименты показали, что чувствительность предложенного способа составляет не менее 0.1 % по массе за время единичного измерения равное одной секунде с относительной статистической погрешностью менее 1%. По сравнению с существующими аналогами предложенный способ обеспечивает лучшую точность и чувствительность, в силу большего потока излучения выделенных линий излучения, в среднем на 3-4 порядка выше, чем от изотопов. Дополнительно отказ от изотопов способствует повышению экологической и радиационной безопасности.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Yu.M. Cherepennikov et al., WD-XRA technique in multiphase flow measuring, NIMB V. 355 (2015) pp. 276-280.

## ТЕПЛОВАЯ МОДЕЛЬ ТВЭЛА РЕАКТОРА ВВЭР-1000

Чуйкина А.В.

Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: flipped2010@mail.ru

В связи с развитием научно-технических и производственных мощностей в современном мире, необходимо увеличение производства электроэнергии. Ядерная энергетика — наиболее перспективный способ увеличения выработки энергии [1]. Существующие тепловыделяющие элементы с керамическим топливом имеют существенный недостаток — низкую теплопроводность [2]. Из-за низкой теплопроводности температура в центре топливной таблетки достигает 1500 °С, при температуре на поверхности таблетки 400 °С [3].

Решением этой проблемы может стать использование дисперсионного топлива. Это такой вид топлива, в котором частицы делящегося материала распределены по объему неделящегося материала (матрицы) [4].

Для проверки температурного распределения в твэле реактора ВВЭР-1000 была создана тепловая модель. Был рассчитан градиент температуры по радиусу топливной таблетки. Рассчитано поле тепловыделения по всем объему топливного стержня.

В результате работы выявлено, что по радиусу топливной таблетки из диоксида урана градиент температуры достигает достаточно высоких значений. Это приводит к серьезным температурным напряжениям по радиусу топлива.

Для дисперсионного топлива рассчитанный градиент показал более приемлемые значения, так как дисперсионное топливо обладает большей теплопроводностью.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Бушуев, В.В. Энергетика России (избранные статьи, доклады, презентации): в 3-х т./ В.В. Бушуев — М.: ИЦ "Энергия", 2014. — 415 с. — т. 3
2. Кириллов П. Л., Терентьева М. И., Денискина Н. Б. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Учебно-справочное пособие. — 2-е изд., перераб. и доп. — М.: ИздАт, 2007. — 200 с.
3. 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.
4. Самойлов А. Г., Волков В. С. Дисперсионные твэлы: в 2т. — М.: Атомиздат, 1982 г. — 448 с.

*Секция*  
**АВТОМАТИЗАЦИЯ И ИНФОРМАТИЗАЦИЯ  
ТЕХНОЛОГИЙ И ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ  
ОТРАСЛИ**

---

## **МОДУЛЬ КОНТРОЛЯ ДВИЖЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ И ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЕ ДОБЫЧНОГО КОМПЛЕКСА ГЕОТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ПРЕДПРИЯТИЯ**

*Валитов С.Н., Истомин А.Д., Носков М.Д., Чеглоков А.А.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр. Коммунистический, 65,  
e-mail: valitovstas@yandex.ru*

Метод скважинного подземного выщелачивания (СПВ) является одним из наиболее перспективных методов добычи урана. Однако из-за высокой инерционности процессов, недостатка информации о состоянии продуктивного горизонта, также необходимости оперативного анализа данных, метод СПВ является сложным в управлении. Поэтому для информационной поддержки принятия адекватных управленческих решений целесообразно использовать информационную систему (ИС) обеспечивающую сбор, хранение, обработку, анализ, прогнозирование и визуализацию информации о работе добычного комплекса.

ИС состоит из единой базы данных (БД) и клиентских модулей. Вся информация о технологических объектах (скважинах, блоках, залежах и т.д.) привязана к цифровой модели добычного комплекса. За счет этого обеспечивается взаимодействие отдельных клиентских модулей различными данными между собой по средствам единой БД, что гарантирует целостность, непротиворечивость и достоверность информации.

В настоящей работе предоставлен модуль контроля движения технологических растворов. Модуль ИС предназначен для ввода, контроля, редактирования, анализа и визуализации данных по скважинам и трубопроводам (дебит скважины; суточный расход по трубопроводу; глубина погружения насоса, динамический уровень, частота, сила тока, напряжение для насоса откачной скважины; давление, статический уровень для закачной скважины; время остановки и продолжения работы скважины и трубопровода). Наличие в модуле контроля системы проверок вводимых значений обеспечивает устойчивость к ошибкам пользователя. Реализовано две версии модуля контроля: версия оператора, которая позволяет вводить новые данные, и расширенная версия мастера, позволяющая, помимо ввода новых данных, просматривать и редактировать уже имеющиеся данные по замерам.

## **ПРИМЕНЕНИЕ ТРЕНАЖЕРНЫХ КОМПЛЕКСОВ В ВУЗОВСКОЙ ПОДГОТОВКЕ БУДУЩИХ СПЕЦИАЛИСТОВ ДЛЯ АЭС**

*Вольман М.А., Семенов В.К.*

*Ивановский государственный энергетический университет  
имени В.И. Ленина, 153003, г. Иваново, ул. Рабфаковская, 34  
e-mail: maria\_volman@mail.ru*

Развитие ядерной энергетики в нашей стране и в мире требует опережающего роста ее кадрового наполнения. Причем отрасль предъявляет высокие требования и к качеству подготовки кадров, повышение которого возможно за счет внедрения современных информационных технологий в учебный процесс.

Нами разработан комплекс обучающих программ на основе математического и имитационного моделирования, направленных на формирование как теоретических знаний, так и умений и навыков (в ходе применения тренажерных комплексов). По оценкам экспертов на ближайшие десятилетия основным типом атомных энергетических установок будут являться установки на тепловых нейтронах с водородными атомными реакторами, и предлагаемый нами комплекс сфокусирован на технологических процессах энергоблока АЭС с реактором ВВЭР-1000 и подразумевает использование компьютерного и полномасштабного тренажеров для данного блока.

Разработанные методики касаются симуляции нейтронно-физических экспериментов и процессов пуска-останова энергоблока. На основе действующих руководящих документов разработаны программы и методики проведения и обработки результатов реакторных измерений. Овладение техникой физического эксперимента является одной из важнейших задач при подготовке специалистов их эксплуатирующих. Симуляция на тренажерах-имитаторах пуска и останова блока АЭС, как наиболее комплексных операций, позволяет систематизировать обучаемому свои знания о системах и оборудовании энергоблоков, принципах их функционирования и взаимосвязи. Причем полномасштабный тренажер за счет наличия в натурном варианте блочного щита управления позволяет, кроме всего прочего, проводить работу по выявлению индивидуально-личностных качеств, влияющих на успешность выполнения заданий на тренажере.

Внедрение тренажерных комплексов в вузах в рамках комплексного подхода способствует повышению качества подготовки будущих специалистов для АЭС и позволяет сократить сроки адаптации выпускников на рабочих местах.

## **АВТОМАТИЗИРОВАННОЕ ПОСТРОЕНИЕ ПРОЕКТОВ ПОЛИГОНОВ СКВАЖИННОГО ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА**

*Гуцул М.В., Истомин А.Д., Носков М.Д., Чеглоков А.А.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65,  
e-mail: nmd@ssti.ru*

Эффективность разработки месторождений урана методом скважинного подземного выщелачивания зависит от большого количества природных факторов, а также от схемы вскрытия залежи технологическими скважинами (СПВ). Построение схем вскрытия на стадии планирования горных работ требует анализа большого количества геофизических и геохимических данных о строении и состоянии продуктивного горизонта. Для повышения эффективности и качества проектирования полигонов СПВ целесообразно использовать современные информационные технологии. В настоящей работе рассмотрено применение специализированного программного обеспечения для построения проектов полигонов СПВ при разработке Далматовского месторождения урана. Программное обеспечение использовалось для создания проектов эксплуатационных блоков на основе геолого-математических моделей залежи, построенных по данным детальной разведки. Были определены параметры взаимодействия выщелачивающих растворов с минералами и рудовмещающей породой. После этого для выбранного участка залежи были построены несколько вариантов схем вскрытия. Для каждого варианта были рассчитаны геотехнологические параметры и прогнозные геотехнологические показатели отработки блока. Далее на основе рассчитанных параметров и показателей были рассчитаны прогнозные финансово-экономические показатели отработки блока. После этого была проведена оптимизация расположения технологических скважин для всех построенных вариантов схем вскрытия залежи, в качестве критерия оптимальности использовалась наименьшая себестоимость добычи урана. На основе анализа показателей отработки была выбрана оптимальная схема вскрытия залежи. Для выбранной схемы была произведена настройка и формирование проектного документа. Применение программного обеспечения для построения схем вскрытия позволяет повысить эффективность горно-подготовительных работ, сократить время проектирования, избавить специалистов от выполнения рутинных операций вручную, проводить оценку прогнозных показателей отработки блоков.

## **МОДУЛЬ УСТРОЙСТВА СВЯЗИ С ОБЪЕКТОМ С ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНЫМ БЛОКОМ ВЫРАБОТКИ УПРАВЛЯЮЩИХ ВОЗДЕЙСТВИЙ**

*Дерягина Т.А., Кетов А.С.*

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

В работе представлен проведенный анализ элементов среднего уровня автоматики, программируемый логический контроллер (ПЛК) и модули устройства связи с объектом (УСО).

Был выявлен следующий факт: модули УСО не содержат элементы интеллектуальных алгоритмов и они служат для приема или передачи данных. После этого было принято решение разработать модуль УСО с интеллектуальным блоком выработки управляющих воздействий. Такой блок необходим в случаях:

Обрывов связи с ПЛК.

Обрывов связи со всей системой автоматики по основному и резервному каналу.

Была разработана электрическая и принципиальная схема, топология печатной платы и программное обеспечение модуля УСО с индивидуальным блоком принятия решения.

За основу был взят модуль удаленного дискретного ввода и вывода предназначенный для дискретных сигналов типа «Сухой контакт» или «Открытый коллектор» с обменом информации по интерфейсу RS-485 и протоколу Modbus RTU. В модуль УСО была внедрена интеллектуальная система и настройка по USB, что очень удобно и безопасно для внедрения, замены и ремонта на предприятии. После настройки этот модуль способен самостоятельно принимать решения о выдаче управляющих сигналов.

## СРАВНЕНИЕ МЕТОДОВ СОРТИРОВКИ ДАННЫХ

*Долгих Л.Ю.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: peand18@gmail.com*

В области ядерной техники и технологии существует актуальный вопрос о работе с большими объемами данных. Эти данные нужно обрабатывать, хранить, группировать, упорядочивать и отсеивать. Для операций над большими объемами данных требуются огромные вычислительные мощности, которые, в свою очередь, требуют больших затрат. Поэтому, чем лучше используемые алгоритмы, тем меньше времени и затрат понадобится для выполнения различных операций.

В связи с этим были проанализированы следующие 5 алгоритмов сортировки массивов: сортировка «пузырьком», сортировка выбором, пирамидальная сортировка (сортировка кучей), сортировка методом Шелла, сортировка методом Хоара.

Сортировка массивов была реализована на языке программирования С. Для сортировки были созданы случайные массивы целых чисел различной длины.

Самым медленным из приведенных алгоритмов является сортировка «пузырьком», самым быстрым – сортировка методом Хоара. Разница во времени выполнения этих двух алгоритмов существенна, особенно при больших значениях количества данных.

В целом, скорость сортировки зависит от количества элементарных действий, требуемых для совокупного выполнения всех операций внутри алгоритма. Следовательно, чем меньше операций требуется и чем быстрее такие операции выполняются, тем быстрее будет выполняться сам алгоритм сортировки.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Дональд Кнут. Искусство программирования, том 3. Сортировка и поиск = The Art of Computer Programming, vol.3. Sorting and Searching. — 2-е изд. — М.: «Вильямс», 2007. — С. 824. — ISBN 0-201-89685-0.
2. Ананий В. Левитин. Глава 4. Метод декомпозиции: Быстрая сортировка // Алгоритмы: введение в разработку и анализ = Introduction to The Design and Analysis of Algorithms. — М.: «Вильямс», 2006. — С. 174-179. — ISBN 5-8459-0987-2.

## ПОСТ КОНТРОЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ВИБРОУПЛОТНЕННОГО МОКС-ТОПЛИВА И ПЛУТОНИЯ ПО ДЛИНЕ ТВЭЛА РУ БН-800

*Исмагилов М.Ф.<sup>1,2</sup>, Скачков Е.В.<sup>1</sup>, Кадилин В.В.<sup>2</sup>*

<sup>1</sup>АО «Наука и инновации», АО «НИИТФА», 115230, г. Москва,  
Варшавское шоссе, 46,

<sup>2</sup>НИЯУ МИФИ, 115409, г. Москва, Каширское ш., 31  
e-mail: ismagilov-1989@yandex.ru

В работе исследовалась возможность автоматизированного измерения плотности виброуплотненного МОКС-топлива и содержания плутония в твэле РУ БН-800. Для этого определен состав необходимых параметров и показано, что для определения плотности и содержания плутония с погрешностью в интервале 3-5% (доверительный интервал 0.95%), необходимо учитывать изменение внутреннего радиуса и толщины оболочки твэла. Разработаны устройства измерения толщины и внешнего диаметра оболочки твэла. Выявлено взаимное влияние плотности и содержания плутония при их измерениях. Разработана методика измерения плотности топлива и содержания плутония, учитывающая взаимное влияние данных величин.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения».
2. Кохов Е.Д. и др. «Исследование и разработка метода и аппаратуры контроля равномерности распределения плутония по длине твэлов.» отч. ОАО «НИИТФА» № гос. регистр. Х33087, 1982г.
3. Горобец А.К., Семенов А.Л. «Реализация гамма - абсорбционного метода для контроля распределения топлива в твэлах». Препринт НИИАР-43 (496), Димитровград, 1981г.
4. <http://physics.nist.gov/PhysRefData/XCOM/html/xcom1.html>.

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ СИНХРОННОГО ДВИГАТЕЛЯ С ЭЛЕКТРОМАГНИТНОЙ РЕДУКЦИЕЙ СКОРОСТИ В ANSYS MAXWELL**

*Кремлёв И.А., Леонов С.В., Гилев В.А., Зеленин М.В.*

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

Данная работа связана с исследованием синхронных реактивных двигателей с электромагнитной редукцией скорости. Первостепенной задачей является электромагнитный анализ двигателя, который успешно может быть выполнен с использованием возможностей дополнения RMXprt. Вопрос исследования магнитного поля электрических машин, часто затруднён задачей точного описания геометрии магнитной системы. В программной среде Maxwell в составе библиотеки RMXprt есть возможность точного описания особенностей геометрии зубцовой зоны и рассчитать кривые тока, ЭДС и электромагнитного момента с учетом гармонических составляющих. Далее для расчета двигателя были определены свойства материалов всех твердотельных объектов в составе магнитной системы. При проведении теоретических исследований установлено, что неправильный подбор материалов искажает картину электромагнитного поля, что естественно влияет на результаты расчета. Итогом нашей работы стало исследование следующих характеристик синхронного реактивного электродвигателя с электромагнитной редукцией скорости: потребляемая мощность, коэффициент полезного действия, номинальные скольжение, вращающий момент, скорость и данных по электрическому состоянию обмоток ротора и статора. Анализируя влияние геометрических характеристик электродвигателя на его внешние статические характеристики, были определены варианты наиболее эффективного исполнения зубцовой зоны с позиции снижения пульсаций электромагнитного момента. В целом, использование RMXprt позволило сократить время исследования режимов работы синхронного реактивного электродвигателя в части автоматизированной обработки данных. В тех случаях, когда требуется перейти от аналитического к более точному решению для детального рассмотрения процессов, происходящих внутри машины, ANSYS RMXprt позволяет перейти от виртуальной модели к двумерной или трехмерной полевой в ANSYS Maxwell 2D/3D.

## **СИСТЕМА ГОРИЗОНТИРОВАНИЯ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЛАЗЕРНЫХ УСТАНОВОК**

*Латышев Р.В.<sup>1</sup>, Агеев А.Ю.<sup>1</sup>, Лопатников С.И.<sup>2</sup>*

*<sup>1</sup>Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65,*

*<sup>2</sup>Российский федеральный ядерный центр - Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики, 607188,*

*г.Саров Нижегородской обл., пр.Мира, 37*

*e-mail: RVLatyshev@gmail.com*

В современном мире технически сложные задачи решаются большой кооперацией предприятий, в которой каждый реализует знания и опыт в своей области. Создание современных моделирующих многоканальных лазерных установок в РФЯЦ-ВНИИЭФ не является исключением. Основным подразделением РФЯЦ-ВНИИЭФ ведущим разработки лазерной техники и систем является Институт лазерно-физических исследований. Большое внимание, в связи с прецизионной точностью работ, уделяется автоматизации установок. Это позволяет свести к минимуму погрешности при проведении экспериментов, получая, таким образом, достоверные результаты.

Важным фактором при проектировании научно-исследовательских экспериментальных установок является их точная привязка по месту. Для выравнивания в горизонтальной плоскости была создана автоматизированная платформа, имеющая набор датчиков-инклинометров типа ИН-102 позволяющих с точностью до 30 угловых секунд позиционировать установку. В качестве исполнительных устройств было решено использовать шаговые двигатели типа ДШР-80 в сочетании с червячным редуктором, что позволяет добиться требуемой точности позиционирования. В состав блока управления включен микропроцессорный узел на базе STM32F407VGT6. Это позволяет создать систему управления реального времени, а так же организовать линию связи с рабочей станцией оператора при помощи интерфейсов: CAN, RS-232.

Вышеперечисленные возможности позволяют системе горизонтирования работать как в автоматическом, так и в автоматизированном режиме. Что является немаловажным фактором при проведении экспериментов, обеспечивая гибкость конфигурирования лазерных установок.

## МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ДЕСУБЛИМАЦИИ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА

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

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

Происходящая в настоящее время модернизация разделительных предприятий требует, помимо замены основного технологического оборудования, решения ряда актуальных задач, которые включают проектирование конденсационно-испарительных установок (КИУ) повышенной производительности, оптимизацию режимов работы КИУ и усовершенствование их конструкции. Одним из путей решения описанных выше задач является создание математических моделей процессов, протекающих в КИУ при сублимации и десублимации  $UF_6$ .

Данная работа посвящена математическому моделированию процесса десублимации газообразного  $UF_6$ , с учетом конвекции газа и теплообмена через эллиптическое днище и боковую стенку емкости.

Движение газообразного  $UF_6$  в емкости считалось двумерным осесимметричным и описывалось системой интегральных уравнений сохранения массы, импульса и энергии. Считалось, что газообразный  $UF_6$  не содержит примесей; газ является политропным, вязкость и теплопроводность при расчете газовой фазы не учитывались; температура внешней поверхности стенки емкости считается постоянной; температура фазового перехода равна равновесной температуре и определяется по давлению над слоем десублимата. Поскольку с течением времени толщина слоя десублимата увеличивается и объем емкости, занимаемый газом, уменьшается, для численного решения системы уравнений газовой динамики был выбран классический метод SIMPLE [1] на подвижной сетке.

Для расчета тепло- и массообмена происходящего при фазовом переходе  $UF_6$  из газообразного состояния в твердое использовались одномерное уравнение теплопроводности и интегральный закон сохранения энергии, для численного решения использовался итерационно-интерполяционный метод [2]. Рассмотренная нестационарная математическая модель десублимации  $UF_6$  была реализована в виде пакета прикладных программ.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Patankar S.V. Numerical Heat Transfer and Fluid Flow. – Washington D.C.: Hemisphere, 1980. – 205 p.
2. Гришин А.М., Зинченко В.И., Ефимов К.Н. и др. Итерационно-интерполяционный метод и его приложения. – Томск: Изд-во ТГУ. 2004. – 320 с.

## ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРЕССОВАНИЯ ИЗДЕЛИЙ ИЗ ПОРОШКОВ

*Матолыгина Д. А.<sup>1</sup>, Матолыгин А. А.<sup>2</sup>, Истомин А. Д.<sup>3</sup>,  
Носков М. Д.<sup>3</sup>, Чеглоков А. А.<sup>3</sup>*

*<sup>1</sup>Московский государственный университет имени М.В.  
Ломоносова, 119991, Москва, Ленинские горы, д. 1*

*<sup>2</sup>Томский государственный университет систем управления и  
радиоэлектроники, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 40*

*<sup>3</sup>Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036, г.  
Северск Томской обл., пр. Коммунистический, 65,  
e-mail: cheglovkov.a.a@gmail.com*

Оптимизация технологических параметров прессования позволяет уменьшить количество брака при производстве изделий. Одним из методов оптимизации параметров прессования является моделирование. В силу сложности детального описания всех физических процессов, протекающих при прессовании, перспективным является описание порошкового тела как сплошную среду с некоторыми эффективными характеристиками, определяющими свойства представительного объема.

В работе представлен проблемно-ориентированный программный комплекс, позволяющий проводить моделирование процесса прессования топливных таблеток. Программный комплекс создан в интегрированной среде программирования Embarcadero C++Builder XE7. Разработанный программный комплекс состоит модуля подготовки данных, модуля расчета, модуля визуализации и хранилища данных. Исходные данные и результаты моделирования сохраняются в хранилище данных в виде структурированной системы файлов. Модуль подготовки исходных данных предоставляет пользователю возможности генерации, редактирования и сохранения исходных данных для расчета. Модуль разработан на основе физической модели процесса деформирования порошковых материалов и предназначен для моделирования процесса непосредственного прессования. Модуль визуализации предназначен для визуализации расчетных данных и построения графиков распределения характеристики по создаваемому профилю заданного сечения.

## **ВОПРОСЫ ПОСТРОЕНИЯ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ ВУЗ НА ОСНОВЕ RFID-ТЕХНОЛОГИЙ**

*Годовых А.В., Мерзляков А.А.*

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: sannavaro74@mail.ru*

Осуществление безопасности, а также мониторинг за перемещением персонала на предприятии являются одними из ключевых проблем на многих объектах. Существуют множество методов персональной идентификации личности на предприятии. Традиционные методы, основанные на применении паролей или материальных носителей, таких как пропуск или паспорт не всегда отвечают потребностям в области организации точной идентификации личности.

Решением этой проблемы может быть разработка пассивной системы безопасности на базе технологии RFID, в которой не происходит взаимодействия человека с системой, посредством физического контакта (прикладыванием карты к считывателю), считывание идентификационных признаков происходит автоматически в радиусе нескольких метров, причем метка не обязательно должна находиться на видном месте, она будет считана из чьего-либо кармана или сумки. Также одной из главных составных частей данной системы является система интеллектуального видеонаблюдения, которая дополняет данную систему, отслеживая нарушителей, посетителей, которые попали на территорию предприятия без идентификатора. Данную систему целесообразно использовать на территории с большим количеством людей. Яркий пример, высшее учебное заведение, где постоянные посетители это студенты, преподаватели, а также работники ВУЗ.

## **ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КАМЕРЫ СМЕШЕНИЯ ЦЕНТРОБЕЖНОГО ЭКСТРАКТОРА ДЛЯ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ**

*Политов А.Ю.<sup>1</sup>, Никулин С.Л.<sup>1</sup>, Хомяков А.П.<sup>2</sup>, Морданов С.В.<sup>2</sup>,  
Никулин В.А.<sup>2</sup>*

<sup>1</sup>*АО СвердловНИИхиммаш, 620010, г. Екатеринбург, Свердловской обл.,  
ул. Грибоедова, 32*

<sup>2</sup>*Уральский федеральный университет имени первого Президента  
России Б.Н.Ельцина, 620002, г. Екатеринбург Свердловской обл.,  
ул. Мира, 19*

*e-mail: pollitov@sniihim.ru*

Экстрактор ЭЦР40М разработки АО «НИКИМТ-Атомстрой» и АО «СвердНИИхиммаш» является одним из последних образцов перспективной экстракционной техники в радиохимической промышленности, и представляет интерес для численного и натурального моделирования. Для данного экстрактора было выполнено численное моделирование камеры смешения экстрактора, определены его гидродинамические характеристики и дисперсионный состав эмульсии, а затем выполнена проверка адекватности численной модели и определение экспериментальных гидродинамических характеристик.

В рамках данного исследования была разработана физико-математическая модель течения многофазного потока, учитывающая механизмы эмульгирования органической и водной фаз друг в друге.

Методами вычислительной гидродинамики получены гидродинамические характеристики течения технологических потоков в экстракторе. Определены скорости течения потоков в экстракторе, турбулентные характеристики потоков. Определены характерные устойчивые размеры капель эмульгируемой среды. Определено влияние частоты вращения ротора центробежного экстрактора на процессы образования и разделения тонких эмульсий органической и водной фаз. Для проверки адекватности численной модели, определения гидродинамических характеристик процесса, определения дисперсионного состава эмульсии и изучения кинетики экстракции в центробежном экстракторе ЭЦР40М была создана установка, моделирующая смесительную камеру экстрактора. Разработана техника и методика экспериментальных исследований. Проведено экспериментальное исследование, по итогам которого разработанная численная модель была признана адекватной. Также была дана оценка проектного режима работы, оценка картины течения потоков и рекомендации по повышению эффективности экстрактора.

## **ДАТЧИК ДИНАМИЧЕСКОГО ИЗМЕРЕНИЯ ВИБРОУСКОРЕНИЯ И ЧАСТОТЫ ВИБРАЦИИ ДЛЯ ВИБРОСТЕНДА НА ОСНОВЕ MEMS-АКСЕЛЕРОМЕТРА**

*Постников А.С.<sup>1,2</sup>, Кетов А.С.<sup>1,2</sup>, Абраменко А.Ю.<sup>2</sup>*

<sup>1</sup> *Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г. Северск Томской обл., пр. Коммунистический, 65,*

<sup>2</sup> *АО «НПФ «Микран», 634045, г. Томск, ул. Вершинина 47  
e-mail: sibatom2014@yandex.ru*

Измерения виброускорения и частоты вибрации платформы вибростенда необходимое условие для проверки устройств на устойчивость к вибрации, а значит и надёжность

Сенсор MMA2240KEG позволил проводить точные измерения в заданном диапазоне вибраций, а также возможность программной обработки сигнала.

В качестве вторичного преобразователя ATmega8A обеспечил более чем достаточные точность оцифровки сигнала и вычислительную мощность при доступной цене.

Ряд параллельных конденсаторов подавил пульсации и помехи входного и выходного токов DC/DC преобразователя в широком спектре частот. Развязка заземления датчика с заземлением остальных элементов вибростенда через AC/DC преобразователь устранила влияние пульсаций выбрасываемых блоком управления двигателем в землю.

Возникновение помех между конструктивно разнесёнными сенсором и вторичным преобразователем избежали используя в качестве проводника витые пары.

Так как вязкое трение механических частей вибростенда вносит паразитные вибрации в систему, то измерение непосредственного виброускорения датчиком невозможно, однако возможно точно измерить частоту вибрации программно отфильтровав помехи паразитных вибраций.

Правильное построение программы по принципу StateMachine с обработкой данных сенсора АЦП в прерывании позволило разработать точный датчик с малым временем задержки и чётким отображением результатов на семисигментном индикаторе.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Technical Data MMA2240KEG: Freescale Semiconductor, Inc. 2009.
2. DATASHEET COMPLETE 8-bit AVR Microcontroller ATmega8A: 2015, Atmel Corporation.
3. Jesse Russell “Акселерометр”: 2012, Москва.

## ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ПОЛЕЙ В УРАНОВОМ ПРОИЗВОДСТВЕ

*Савасичев К.А., Кнышев В.В., Украинец О.А.,  
Кузнецова М.Е., Файль Е.А.*

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

Основные процессы, вызывающие нейтронное излучение в урановом производстве, следующие: 1) спонтанное деление тяжелых ядер; 2)  $(\alpha, n)$ -реакции на легких элементах под действием естественных  $\alpha$ -излучателей; 3) генерация нейтронов под действием космического излучения; 4) резонансные фотоядерные реакции.

Если в урановой продукции присутствует мощный источник  $\alpha$ -частиц, то значительную роль в формировании нейтронного фона играют  $(\alpha, xn)$ -реакции. Выход нейтронов по реакции  $(\alpha, n)$  для наиболее распространенных элементов земной коры изучен достаточно хорошо [1,2], изучен он также для свежего и облученного ядерного топлива [2].

Несмотря на это уже сегодня наблюдается тенденция повышения нейтронного фона свежего и облученного ядерного топлива (регенерированное топливо, топливные композиции типа –  $(Pu, Th)O_2$ ,  $(U, Pu)O_2$ ,  $UC/(U, Pu)C$ ,  $UN/(U, Pu)N$ ), что требует пересмотра процедур обращения с этим топливом в производстве.

В работе предложена физико-математическая модель процессов, позволяющая проводить количественные оценки выхода нейтронов из различных топливных композиций. Расчет спектрального состава излучения осуществлен путем совместного использования расчетного кода на основе метода Монте-Карло (MCU5) и современных библиотек оцененных ядерных данных.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Власкин Г.Н., Хомяков Ю.С., Буланенко В.И. // Выход нейтронов реакции  $(\alpha, n)$  на толстых мишенях легких элементов // Атомная энергия. – 2014. – № 11. – С. 287–293.
2. Шаманин И.В., Буланенко В.И., Беденко С.В. Поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. – С. 97–103.
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.

## ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ СТЕНД ДЛЯ АНАЛИЗА АЛГОРИТМОВ УПРАВЛЕНИЯ СЛОЖНЫМИ РАСПРЕДЕЛЕННЫМИ СИСТЕМАМИ

*Серяков П.С., Леонов С.В.*

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

Автоматизация предприятий, работающих в области ядерной энергетики страны, всегда была актуальным направлением для проведения исследований и подготовки новых кадров. Развитие данной тематики поможет создавать и отрабатывать новые научные методы организации и построения АСУ, а также обучать студентов посредством получения личного опыта работы со стендом.

Одной из поставленных задач при создании учебного стенда является задача исследования алгоритмов управления и надежности работы интерфейсов, протоколов связи. Полученный практический опыт позволит в дальнейшем производить построение сложных иерархических систем автоматического управления сложными распределенными системами. Все исследования будут проводиться на учебном стенде, состоящем из ПК, четырех программируемых контроллеров Siemens с дополнительными модулями, двух панелей сенсорного ввода, датчиков и сенсоров. Один контроллер S7-1500 оснащен встроенным Web-сервером, который позволяет создавать и использовать конфигурируемые пользователем Web-страницы. Данный контроллер обеспечивает встроенную поддержку технологических функций управления перемещением, трассировки и ПИД регулирования. В результате проделанной работы были достигнуты следующие результаты:

- построен стенд для проведения исследований и обучения, сочетающий в себе все три уровня АСУ;
- произведено согласование всех элементов системы;
- написана программа, позволяющая использовать одну панель оператора для управления стендом и параметрами виртуальных исполнительных механизмов (объектами управления), а второй для отображения мнемосхемы технологического процесса и исследования автоматизированной системы;
- написаны простейшие алгоритмы для проверки и калибровки всей системы в целом.

Таким образом, была построена база для дальнейших научных исследований, а также проверена ее работоспособность.

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНЫХ ПОЛЕЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ПЕЧИ ДЛЯ СИНТЕЗА РЗЭ**

*Терещенко Е.В., Ливандовский А.В., Кербель Б.М.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65,  
e-mail:ElenaTeVa@yandex.ru*

Математическое моделирование температурных полей выполняется с целью достаточно полного учета всех особенностей настоящего и функционирования технического объекта. В настоящей работе под технической системой понимается высокотемпературная лабораторная печь шахтного типа, в рабочей камере которой проводится твердофазный синтез оксидных порошков РЗЭ и имеющая заданное распределение теплового поля в замкнутом пространстве рабочей камеры, которое диктуется особенностями технологического процесса. Отличительными особенностями конструктивного исполнения данной печи являются относительно небольшие габаритные размеры, верхняя граница рабочего диапазона температур 1200 °С, возможность программного управления процессом выхода печи на рабочий режим и автоматического поддержания этого режима. Кроме этого, к особенностям конструкции печи следует отнести двухзонный нагрев вдоль рабочей камеры и отсутствие нагрева по торцам (в верхней части (крышка) и в нижней части (дно)), а также наличие теплоемкой «подушки» на дне камеры. Исследуемая лабораторная печь является опытным оборудованием, на котором отрабатываются этапы технологического процесса непрерывного твердофазного синтеза (НТС) нанопорошков различного назначения [1], например получение порошков люминофоров, имеющих в своём составе оксиды редкоземельных элементов. При этом при оптимизация работы печи необходимо руководствоваться условиями протекания твердофазных реакций в режиме непрерывного синтеза, а также условиями скоростного спекания.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Katsnelson L M, Kerbel B M 2012 Continuous solid-phase synthesis of ultra- and nano powders of oxide materials for producing high-functional ceramics Non-ferrous metal. №1 p 34-37.
2. Кацнельсон Л.М., Кербель Б.М., Производство технологически равновесных оксидных функциональных материалов с повышенными электрофизическими параметрами.// [Электронный ресурс]. //Южно-сибирский научный вестник. 2013. №1(3), С. 34-46.

## **ВЫСОКОЭФФЕКТИВНЫЙ СИНХРОННЫЙ ДВИГАТЕЛЬ С ПОСТОЯННЫМИ МАГНИТАМИ ДЛЯ ПРИВОДА МЕХАНИЗМОВ В ХИМИЧЕСКИ АГРЕССИВНОЙ СРЕДЕ**

*Леонов С.В., Агеев А.Ю., Мельничук О.В., Федоров Д.Ф.  
Северский технологический институт НИЯУ МИФИ, 636036,  
г.Северск Томской обл., пр.Коммунистический, 65,  
e-mail: ageyev@ssti.ru*

Исследуемая конструкция герметичной электрической машины предназначена для работы на ядерно-химических производствах с целью обеспечения безопасности обслуживающего персонала и окружающей среды от вредного воздействия со стороны технологического оборудования. Эксплуатация герметичных машин в течение многих лет показала, что они имеют малый срок службы, вызванный воздействием свойств среды, оказывающих разрушающее действие на металлы и изоляционные материалы электродвигателя. Одним из слабых мест в герметизации машины является узел сочленения валов электродвигателя с исполнительным механизмом. Наиболее распространенный способ герметизации двигателей - защитные гильзы, устанавливаемые между статором и ротором электрической машины. Однако данный способ, в силу уменьшения энергетических показателей ставит вопрос о разработке нового типа герметичных электрических машин. Решить данную задачу удалось благодаря успехам в разработке и освоении редкоземельных постоянных магнитов и исследованию торцевых электрических машин. В предлагаемой конструкции синхронного двигателя, герметизация осуществляется сплошным неподвижным экраном, который располагается между технологическим оборудованием и двигателем, при этом крутящий момент электродвигателя передается к рабочему органу через герметизирующую перегородку, выполненную из материалов стойких к химически агрессивной среде. Благодаря высоким герметизирующим свойствам экрана создается наиболее благоприятная среда для электродвигателя, так как основная часть работающей машины остается вне зоны технологической емкости. В связи с этим появилась необходимость выполнить ряд теоретических исследований электромагнитных процессов, протекающих в электрической машине при двух роторном исполнении с их магнитной связью. Для построения программы расчета была использована математическая модель, основанная на методе интегрирования по источникам поля.

*Секция*  
**ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ - ШАГ В  
БУДУЩЕЕ**

---

## СОВРЕМЕННЫЕ МЕТОДЫ УТИЛИЗАЦИИ ЯДЕРНЫХ ОТХОДОВ

*Васильев М.В.*

*Муниципальное бюджетное общеобразовательное учреждение  
«Средняя общеобразовательная школа №84», 636036, г.Северск  
Томской обл., пр.Коммунистический, 101  
e-mail: michael903k@gmail.com*

Проблема захоронения ядерных отходов известна сейчас каждому. Проблема безопасного захоронения РАО является одной из тех проблем, от которых в значительной мере зависят масштабы и динамика развития ядерной энергетики. Генеральной задачей безопасного захоронения РАО является разработка таких способов их изоляции от биоцикла, которые позволят устранить негативные экологические последствия для человека и окружающей среды. Конечной целью заключительных этапов всех ядерных технологий является надежная изоляция РАО от биоцикла на весь период сохранения отходами радиотоксичности.

Международные исследования в нашей стране и за рубежом показали, что вмещающими РАО могут служить три типа горных пород глины (аллювий), скальные породы (гранит, базальт, порфирит), каменная соль. Все эти породы в геологических формациях имеют широкое распространение, достаточную площадь и мощность слоев или магматических тел.

В своей работе я попробую проанализировать и дать оценку утилизации радиоактивных отходов в геологической среде, а также возможных последствий такого захоронения. Для учащихся средних классов я составил тест по теме «Ядерные отходы».

### ЛИТЕРАТУРА

1. По материалам конференции «Безопасность ядерных технологий: экономика безопасности и обращение с ИИИ»
2. Кедровский О.Л., Шишиц Ю.И., Леонов Е.А., и др. Основные направления решения проблемы надежной изоляции радиоактивных отходов в СССР. // Атомная энергия, т. 64, вып.4. 1988, с. 287-294.
3. Бюллетень МАГАТЭ. Т. 42. №3. — Вена, 2000.
4. Кочкин Б.Т. Выбор геологических условий для захоронения высокорadioактивных отходов // Дис. на соиск. д. г.-м. н. ИГЕМ РАН, М., 2002.
5. Лаверов Н.П., Омеляненко Б.И., Величкин В.И. Геологические аспекты проблемы захоронения радиоактивных отходов // Геоэкология. 1999. №6.

## **СХК - КРУПНЕЙШЕЕ В МИРЕ ПРЕДПРИЯТИЕ ЯДЕРНО-ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА**

*Копысов А.С.*

*Муниципальное бюджетное общеобразовательное учреждение  
«Средняя общеобразовательная школа №84», 636036, г.Северск  
Томской обл., пр.Коммунистический, 101  
e-mail: allmaz98@mail.ru*

В современном мире вопрос энергопотребления стоит очень остро. Невозобновляемость таких ресурсов, как нефть, газ, уголь, заставляет задуматься об использовании альтернативных источников электроэнергии, таких как ветер, солнечное излучение, тепло земных недр. Однако не везде климатические и географические условия позволяют их использовать, да и технологии, необходимые для этого, еще не развиты. Поэтому атомная энергетика занимает лидирующие позиции и пока не собирается их сдавать.

Я живу в замечательном городе Северск и горжусь тем, что ОАО Сибирский химический комбинат (СХК) входит в состав Топливной компании «ТВЭЛ» Госкорпорации «Росатом». Мои родственники работают на СХК— одном из крупнейших в мире ядерных центров, крупнейшем в России и в мире предприятии ядерно-топливного цикла. Одной из главных задач СХК – это повышение качества жизни работников комбината, жителей города и региона.

Одно из основных направлений работы СХК — обеспечение потребностей атомных электростанций в уране для ядерного топлива.

В своей работе я рассмотрел перспективные направления СХК, которые заключаются в производстве продукции на уровне мировых стандартов для повышения удовлетворенности потребителей, развития российской и мировой ядерной энергетике, решения задач ядерно-оборонного комплекса Российской Федерации.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Выступление спикера Государственной Думы Томской области Бориса Мальцева на научно-практической конференции «Современная АЭС: выгоды и риски», Томск, 5 декабря 2007.
2. Выступление начальника Департамента природных ресурсов и охраны окружающей среды Томской области Александра Адама «Экологическая и радиационная обстановка в Томской области» на научно-практической конференции «Современная АЭС: выгоды и риски», Томск, 5 декабря 2007.
3. <http://aes.tomsk.ru>.
4. [www.rosatom.ru](http://www.rosatom.ru).
5. [www.rosenergoatom.ru](http://www.rosenergoatom.ru).

## **ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ ДЛЯ ПРОДУКТОВ ПИТАНИЯ – РЕШЕНИЕ ПРОДОВОЛЬСТВЕННОЙ ПРОБЛЕМЫ**

*Рогожина Е.В.*

*Муниципальное бюджетное общеобразовательное учреждение  
«Средняя общеобразовательная школа №84», 636036, г.Северск  
Томской обл., пр.Коммунистический, 101  
e-mail: info84@mail.ru*

Сохранение готовых продуктов питания не менее важная задача, чем их производство. Эта проблема в последние годы приобретает все большую актуальность в нашей стране в связи с расцветом агропромышленного комплекса. Таким образом, перед производителями встает вопрос: какой из методов обработки пищевой продукции выбрать? Объектом и проблемой моего исследования стали: проблемы производства и хранения продуктов питания; радиационные излучения, применяемые в пищевых и сельскохозяйственных технологиях.

В своей работе я проанализировала насколько безопасно и экономически выгодно употреблять продукты после радиационной стерилизации, на какие группы делятся продукты, подвергающиеся стерилизации, и насколько эффективны радиационные технологии в борьбе с сельскохозяйственными вредителями.

Показала перспективность применения радиационных излучений для различных аспектов производства и сохранения продуктов питания. Выяснила, почему радиационная технология обработки пищевых продуктов обладает существенными преимуществами по сравнению с другими известными способами.

На основе приведённого анализа однозначно доказала перспективность использования радиационных излучений в пищевых технологиях.

### **ЛИТЕРАТУРА**

1. В.И. Рогачев: «Радиационная обработка пищевых продуктов».
2. Лазерные технологии в сельском хозяйстве / Под ред. Будаговского А.В. и Ковша И.Б. М.: Техносфера. 2008. 272 с.
3. <http://leon-av.narod.ru/p3aa1.html>.
4. <http://www.astera.ru/news/?id=1145>.

## **ВОСТРЕБОВАННОСТЬ ИННОВАЦИОННОГО ОБОРУДОВАНИЯ В АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ**

*Шеремет Н.Е.*

*Муниципальное бюджетное общеобразовательное учреждение  
«Средняя общеобразовательная школа №84», 636036, г.Северск  
Томской обл., пр.Коммунистический, 101  
e-mail: nadezhda.sheremet.1998@mail.ru*

Основным направлением деятельности Государственной корпорации по атомной энергии "Росатом" в области ядерной радиационной безопасности является обеспечение безопасного функционирования объектов использования атомной энергии.

Различные системы автоматизации производственных процессов уязвимы для хакерских атак. Неправомерное использование таких систем может привести к катастрофическим последствиям, что было доказано в 2010 году, когда "червь" Stuxnet атаковал заводы по обогащению урана в Иране, а также весной 2011 года, когда троянская программа под кодовым названием Wiper повредила базы данных крупного иранского нефтяного терминала, на несколько дней затормозив его работу. Исходя из этого, в будущем количество подобных атак будет только увеличиваться, и я считаю, что нужно сейчас уже экстренно научиться противостоять им.

В своей работе я сделала акцент на контроль качества технического, программного и информационного обеспечения изделий в целях обеспечения безопасного функционирования атомной отрасли, защиты персонала, населения и территорий от возможных последствий аварий. А так же рассмотрела и проанализировала востребованность инновационного оборудования в атомной промышленности и привлечение, и закрепление в отрасли талантливой молодёжи, совершенствование и популяризацию профильного образования.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Смирнова Т.Л. ИННОВАЦИИ СЕВЕРСКОЙ АЭС // Современные наукоемкие технологии. – 2009. – № 8 – С. 124-126.
2. Официальный сайт Атомная энергетика Томской области <http://www.aes.tomsk.ru>.
3. [www.rae.ru/snt/?section=content&op=show\\_article&article\\_id=5495](http://www.rae.ru/snt/?section=content&op=show_article&article_id=5495) (дата обращения: 20.09.2015).
4. <http://emnews.ru/articles/20?print=1>.

## ПОКОЛЕНИЯ РЕАКТОРОВ

*Баублис Д.В.*

*МБОУ лицей при ТПУ, 634028, г. Томск, ул. Аркадия Иванова, 4  
e-mail: darinabau@mail.ru*

Первый реактор появился в 1842 году в Чикагском университете. Он положил начало реакторам первого поколения. Такие реакторы не были оборудованы системой защиты внешней среды от радиоактивности. Таким образом, происходили утечки радиации, которые являлись серьезной угрозой безопасности.

За ними появилось второе поколение. Самым печально известным считается реактор Чернобыльской АЭС. Эти реакторы имеют множество недостатков, не все из которых специалисты смогли устранить после аварии.

Большинство реакторов третьего поколения разработаны на базе второго поколения, с улучшениями, к примеру: более прочная конструкция, снижение риска аварий с расплавлением активной зоны, минимальное воздействие на окружающую среду.

В настоящее время разрабатывается четвертое поколение реакторов, которые превосходят своих предшественников. Новые реакторы экономичнее, надежнее и безопаснее, будут служить намного дольше и минимизируют количество отходов.

Среди реакторов четвертого поколения более всего меня интересуют реакторы замкнутого цикла. Они делятся по способу охлаждения: газовое, охлаждаемые свинцом, на расплавленных солях, с водяным охлаждением и реакторы с натриевым охлаждением.

Итак, наука движется вперед и каждое новое поколение исправляет недостатки своих предшественников, но остается нерешенной проблема с ядерными отходами, но появилась возможность уменьшить их количество. Новые реакторы безопаснее и экономичнее, но потратить средств на них придется намного больше.

### ЛИТЕРАТУРА

1. «Ядерный реактор, как источник опасности» - публикация, посвященная ядерным проблемам. Автор – Энтони Фрогатт.
2. «Основы ядерной физики» - книга П.Е. Колпакова.
3. «Ядерная индустрия» - лекция. Автор – И.Н. Бекман.

## ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ В АРХЕОЛОГИИ

*Гуров В.Д.*

*Колледж индустрии питания, торговли и сферы услуг, 634062,*

*г.Томск, ул.Ивана Черных, 97*

*e-mail: kiptsu@dpo.tomsk.gov.ru*

Перед археологами постоянно стоит проблема — как определить точный возраст находки? Ответить на этот вопрос можно с помощью радиоуглеродного метода хронологической маркировки ископаемых находок органического происхождения. Сущность метода заключается в измерении остаточной радиоактивности найденного предмета и сравнения ее с некоторым стандартным значением. Существует строгая зависимость между возрастом предмета и величиной остаточной радиоактивности, что позволяет точно установить возраст находки.

Таким образом, измерив радиоактивность предмета и сравнив ее со стандартной величиной, можно определить время его изготовления.

Аналогично определяется и дата смерти живого существа.

Несмотря на простоту и относительную универсальность, этот метод имеет ряд недостатков, которые приводят к тому, что анализ становится очень трудоемким.

Так, существует опасность загрязнения образца более молодым углеродом. Даже незначительные количества молодого углерода могут привести к огромным погрешностям (например, 0,1% молодого углерода увеличивает радиоактивность образца вдвое, тогда вычисленный возраст образца окажется меньше истинного на период полураспада, т. е. на 5 000 лет). Для того чтобы избежать этой проблемы, разработаны специальные способы очистки образцов от загрязнения молодым углеродом. Ведь именно степень очистки, а точнее — остаточное загрязнение молодым углеродом определяет верхнюю границу применения радиоуглеродного метода.

### ЛИТЕРАТУРА

1. В.Ю. Баранов. Изотопы. Свойства, получение, применение. 2000 год.
2. В.А. Хангулян, И.С. Шапиро. Избранные вопросы теории ядра. Часть 1. 2009 год.
3. Э. Ферми "Ядерная физика", пер. с англ., Москва, изд. "Иностранная литература", 1951 г.

## **СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ЯДЕРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ И ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ (НА ПРИМЕРЕ СОТОВОГО ТЕЛЕФОНА) НА ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА**

*Сантьев А.А.*

*МАОУ СФМЛ, 636036, г.Северск Томской обл.,  
пр.Коммунистический 56  
e-mail: aleksejsantjew@gmail.com*

На сегодняшний день науке известно о двух типах волновых излучений: ядерном и электромагнитном. Различные свойства обоих излучений активно используются человеком для удовлетворения его различных потребностей. Но, помимо полезного результата, оба вида излучения способны причинять вред живым организмам и окружающей среде. Поскольку, ядерное и электромагнитные излучения обретают всю большую силу, то последствия их воздействия становятся наиболее угнетающими. Поэтому, в последнее время всё актуальнее становится тема защиты окружающей среды и человека от вредных воздействий различных излучений.

Цель моей работы: привлечение внимания к проблеме пагубного влияния электромагнитных излучений на организм человека в сопоставлении с нашумевшей темой о вреде ядерных излучений

Задачей моей работы: показать вред электромагнитных излучений для организма человека на примере сотового телефона и доказать, что тема вреда электромагнитных излучений не менее актуальна чем тема вреда ядерных излучений

В последнее время в мировом сообществе очень актуальна тема ядерной безопасности. Очень много средств тратится на обеспечение ядерного нераспространения, множество лабораторий ведут исследования в этой области. Умы многих природа-защитных организаций заинтересованы защитой природы от возможных пагубных последствий деятельности атомной промышленности. Существует не мало международных антиядерных движений, которые обеспокоены вредом ядерных излучений для человека. Однако при этом тема вреда электромагнитных излучений на сегодняшний день мало изучена, исследованием этой проблемы занимается небольшое число лабораторий, несмотря на то, что электромагнитные поля создаются многими электронными приборами, которые вошли в нашу повседневную жизнь. Наиболее опасным и часто используемым бытовым прибором считается сотовый телефон. Именно вокруг этого гаджета строится подавляющая часть моей исследовательской работы.

## ОБЗОР И АНАЛИЗ ПЕРСПЕКТИВ АТОМНОЙ МЕДИЦИНЫ В РОССИИ

*Астапова Е.И.*

*МБОУ СОШ № 12, г. Томск, Пер. Юрточный 8а*

*e-mail: astapova\_99@inbox.ru*

Ядерная медицина — раздел клинической медицины, который занимается применением радионуклидных фармацевтических препаратов в диагностике и лечении. В диагностике использует главным образом однофотонные эмиссионные компьютерные томографы и позитронно-эмиссионные томографы, в лечении преобладает радиойодотерапия. Как отрасль медицины, официальный статус получила в 1970—1980 годах. Применяется главным образом при кардиологических и онкологических заболеваниях, потребляет свыше половины радиоактивных изотопов в мире. В развитии отрасли лидируют США, Япония и некоторые европейские страны. Россия — ядерная держава с большим опытом использования ядерных технологий в различных сферах человеческой деятельности. Развитие ядерных технологий послужило основой для создания на рубеже 40–50-х годов новой области — ядерной медицины, включающей диагностическое и лечебное применение радионуклидов. Авария на Чернобыльской АЭС нанесла серьезный удар по развитию ядерной отрасли в нашей стране. Еще большие проблемы возникли после распада СССР, болезненной перестройки экономики и целой череды разного рода кризисов. Но сейчас наступило время ренессанса. Мы наблюдаем стремительно возрождающийся интерес к применению ядерных технологий в различных отраслях науки и техники, и особенно в медицине. Государство повернулось лицом к проблеме. Вкладываются значительные средства в модернизацию отрасли. Визиты высших руководителей страны в МРНЦ и другие федеральные центры говорят о серьезности намерений и возможных позитивных изменениях. Данная работа посвящена анализу усилий принятых для развития атомной медицины в России и призвана дать прогноз прогрессу этого направления как в России, так и мире в целом.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Цыб А., Крылов В., Давыдов Г., Гулидов И. «Ядерная медицина в России: успехи, проблемы и перспективы». Журнал "Медицина целевые проекты", №11, 2012 г.

## ПОЛОЖИТЕЛЬНЫЕ И ОТРИЦАТЕЛЬНЫЕ СТОРОНЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Гордиенко Т.А., Жижмор О.А.  
МАОУ СОШ №5, 634003, г. Томск, ул. Октябрьская, 16  
e-mail: school5tomsk@gmail.com*

Атомная энергетика — это отрасль энергетики, занимающаяся производством электрической и тепловой энергии путём преобразования ядерной энергии. Сегодня сложилась достаточно сложная ситуация – с одной стороны, производство электрической энергии при помощи атомных электростанций – это очень выгодный и недорогой способ получения энергии, а с другой – переработка атомов наносит огромный и непреодолимый ущерб окружающей среде. Рассмотрим сначала положительные стороны атомной энергетики. Основными преимуществами атомной энергетики являются высокая конечная рентабельность и отсутствие выбросов в атмосферу продуктов сгорания. Использование ядерного топлива для производства энергии не требует кислорода. Стабильность важна в энергетике, а поскольку доказанные запасы урана не колеблются так часто как нефти, газа и угля, ядерная энергетика является достаточно стабильным вариантом энергетики. Это — надёжный источник, поскольку атомные электростанции обычно непрерывно служат в течение долгого времени. Теперь рассмотрим минусы атомной энергетики. К недостаткам ядерной энергетики следует отнести потенциальную опасность радиоактивного заражения окружающей среды при авариях. Использованное ядерное топливо остается опасным в течение длительного времени. Утилизация ядерных отходов — дорогостоящее и не безвредное для окружающей среды занятие. Атомные электростанции - дорогой и отнимающий много времени вывод отслужившей АЭС из эксплуатации. Кроме того, тяжелые металлы и другие загрязнители могут попасть в окружающую среду с водой, используемой для охлаждения реакторов. В связи с тем, что производство электричества на АЭС дорожает, в условиях свободного рынка ядерные станции становятся убыточными. Вывод: со всей выгодой, которую приносит ядерная энергетика, есть также жестокие недостатки, которые идут в комплекте. Плюсы и минусы есть у любого типа получения энергии, но когда опасность выше, меры предосторожности тоже должны быть увеличены.

### ЛИТЕРАТУРА

1. <http://skorohodova.rusedu.net/post/2390/20306>.
2. [http://atom62vrn.my1.ru/index/glavnye\\_nedostatki\\_atomnoj\\_energetiki/0-12](http://atom62vrn.my1.ru/index/glavnye_nedostatki_atomnoj_energetiki/0-12).

## ПРИМЕНЕНИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ В ТРАНСПОРТНОЙ СИСТЕМЕ

*Карякина У. А.*

*МБОУ СОШ № 12, 634003, г. Томск, Пер. Юрточный 8а  
e-mail: astapova\_99@inbox.ru*

Конец тридцатых — начало сороковых годов XX столетия ознаменовались выдающимися открытиями в области физики: деление тяжёлых ядер и цепная реакция деления. Эти открытия означали, что перед человечеством открывается возможность практического использования нового мощного источника энергии — энергии деления ядер. Возможность практического использования ядерной энергии начала рассматриваться советскими учёными сразу же после эпохальных открытий в области ядерной физики 1938–1939 годов. Атомная энергия, высвобождающаяся при цепной взрывной реакции, в 10 000 000 раз больше химической энергии, выделяющейся, например, при взрыве тротила, следовательно, мощность атомной бомбы значительно превышает мощность самой крупной авиационной фугасной бомбы. Взрыв водородной бомбы влечёт масштабные разрушения вследствие воздействия ударной волны, возникновения самоподдерживающихся огненных бурь (ураганов), и радиоактивных осадков. Другим способом использования атомной энергии в военных целях — разработка ядерного реактора. Более полувека лучшие конструкторские умы всех морских держав решали головоломную задачу: как найти для подводных лодок двигатель, который работал бы и над водой, и под водой, да к тому же не требовал воздуха, как дизель или паровая машина. И таким двигателем стал ядерный реактор. А еще новый тип двигателя — единый, бескислородный и редко пополняемый топливом — позволил человечеству проникнуть в последний недосыгаемый доселе район планеты — под ледяной купол Арктики. В последние годы XX века заговорили о том, что атомные подводные лодки — превосходное трансарктическое транспортное средство. Кратчайший путь из Западного полушария в Восточное лежит подо льдами северного океана. Но если атомарины переоснастить в подводные танкеры, сухогрузы и даже круизные лайнеры, то в мировом судоходстве откроется новая эпоха. Пока же самым первым кораблем российского флота в XXI веке стала атомная подводная лодка «Гепард». В январе 2001 года на ней был поднят овеянный вековой славой Андреевский флаг. Данная работа посвящена анализу вопроса использования достижений военно-промышленного комплекса для решения мирных задач и применения атомной энергетики в транспортной промышленности.

## АЛЬТЕРНАТИВНЫЕ ИСТОЧНИКИ ЭНЕРГИИ

*Бояринцев А.*

*МАОУ «Средняя общеобразовательная школа № 25», 634063, г.*

*Томск, ул. С. Лазо, 14/2*

*e-mail: school25@tomsk.net*

Цель работы: изучение возможностей использования экологически чистого источника энергии, сбор и анализ характеристик солнечных и ядерных батарей для удовлетворения энергетических потребностей человека. Задачи исследования: Изучить и систематизировать материалы из разных источников (научные статьи, периодическая печать, Интернет), освещающие вопросы источника энергии будущего. Собрать сведения, касающиеся солнечных и ядерных батарей. Проанализировать вопрос об экологической безопасности в современном источнике энергии. Актуальность исследования обусловлено потребностью современного общества в энергетических ресурсах, есть реальные возможности для перехода на альтернативные источники энергии солнечные и ядерные батареи, которые должны быть экологически чистыми, общедоступными и безопасными в обращении и обладать одной из важнейших характеристик, неисчерпаемость, иметь высокий КПД. За время существования нашей цивилизации человечество сменила множество источников энергии. Старые источники энергии заменяются, альтернативными источниками энергии. В XXI веке проект использования солнечной энергии, предложенный американским инженером Питером Глейзером, может обеспечить нас энергией из космоса. По замыслу автора, должны быть запущены 40 солнечных орбитальных электростанций (СОЭ), оснащенных огромными батареями солнечных элементов. Солнечная батарея — это твердотельные электрические устройства, предназначенные для преобразования солнечной энергии в электрическую энергию, посредством фотоэлектрического эффекта. В идеале солнечная батарея имеет КПД близкий к 20 %. Ученые из Томского политехнического университета разработали технологию изготовления топливного элемента для первых российских ядерных источников питания. Их первую опытную партию они планируют выпустить в 2016 году. А серийное производство будет развернуто на базе Горно-химического комбината — предприятия Госкорпорации «Росатом». Этот источник питания способен служить около 50 лет.

Вывод: Я считаю, что запасы природных ресурсов (нефть, газ), как источник энергии не вечны и вскоре они могут, исчезнуть, что может привести к плачевным последствиям.

## **ПРОБЛЕМЫ И СПОСОБЫ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

*Носова А.Д.*

*МАОУ Заозерная СОШ №16, 634009, г. Томск, пер.Сухоозерный, 6  
e-mail: annanosova98@gmail.com*

В современном мире трудно представить жизнь без ядерной энергетики. Часто люди не задумываются, что от процесса выработки необходимой человеку энергии, остаются радиоактивные отходы. Вследствие непрерывного производства энергии и образования отходов, в настоящее время остро стоит проблема утилизации и переработки, а также воздействия на окружающую среду радиоактивных отходов. Одним из главных вопросов в обращении с радиоактивными отходами служит объективная оценка различных категорий и методов их хранения, а также разные требования в отношении защиты окружающей среды. Считается, что целью ликвидации является изоляция отходов от биосферы на чрезвычайно длительные периоды времени, обеспечение того, что остаточные радиоактивные вещества, достигающие биосферы, будут в незначительных концентрациях, в сравнении с естественным фоном радиоактивности, и обеспечение уверенности в том, что риск при небрежном вмешательстве человека будет очень мал. На данный момент выделяют несколько главных источников радиоактивных отходов: урановая промышленность, ядерные реакторы, радиохимическая промышленность, радиоизотопные лаборатории, медицинские учреждения, промышленные предприятия, исследовательские центры, военно-промышленный комплекс. В современной науке отходы принято разделять на три класса – низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные, которые подразделяются на короткоживущие (с малым периодом полураспада) и долгоживущие (с большим периодом полураспада). Наиболее простой является утилизация первых двух классов. Их утилизируют на специальных площадках, где размещаются стальные контейнеры, в которых отходы сплавлены вместе со стекло-минеральной матрицей.

Каждая АЭС оборудуется местами для хранения радиоактивных отходов, на территории которых может храниться около 300 тыс. м<sup>3</sup> радиоактивных отходов общей активностью порядка 50 тыс. кюри. В дальнейшем предлагаемые технологии для различных этапов утилизации отходов должны быть объединены в единую структуру, оптимизирующую всю систему обращения с радиоактивными отходами.

## ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ КАК СПОСОБ ВЫХОДА ИЗ ГЛОБАЛЬНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО КРИЗИСА

*Проскурня А.В.*

*ОГБПОУ «Томский экономико-промышленный колледж»,  
г.Томск, ул.Пушкина, 63, строение 52,  
e-mail: tept@tept.edu.ru*

Одним из показателей уровня развития человечества является энергопотребление. За миллион лет потребление энергии в расчете на одного человека увеличилось примерно в 100 раз. Этот рост достигнут в основном за счет использования невозобновляемых энергетических ресурсов, запасы которых ограничены и закончатся через 50-100 лет. Возникает глобальный энергетический кризис – ситуация, когда спрос на энергоносители значительно выше их предложения. Но человечество не может отказаться от благ цивилизации, которые напрямую связаны с высоким энергопотреблением. Поэтому уже сейчас ученые и инженеры ищут пути выхода из энергетического кризиса в двух направлениях – поиск альтернативных источников энергии и повышение энергоэффективности. Одним из самых эффективных альтернативных источников энергии сегодня является атомная энергия. Поэтому в мире появляется все больше атомных электростанций и энергоустановок на отдельных объектах (атомные ледоколы, подводные лодки и др.). Повышение энергоэффективности - это замедление роста потребления энергии без ущерба для развития экономики. Для этого требуется использование новых технологических решений на базе фундаментальных конвергентных исследований, связанных прежде всего с развитием НБИКС-технологий, в основе которых лежат исследования в области ядерной физики и ядерные технологии. Таким образом, выход из грядущего глобального энергетического кризиса тесно связан с развитием ядерных технологий.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Ковальчук М.В., Нарайкин О.С., Яцишина Е.Б. Конвергенция наук и технологий – новый этап научно-технического развития / Вопросы философии. – 2013ю - №3. – С.3-12.
2. Медоуз Д, Рандерс Й., Медоуз Д. Пределы роста. 30 лет спустя. – М.: ИКЦ «Академкнига», 2007. – 342 с.
3. Экологические проблемы энергетического обеспечения человечества [Электронный ресурс]: Ядерная физика в Интернете. Проект кафедры общей ядерной физики физического факультета МГУ осуществляется при поддержке НИИЯФ МГУ – Режим доступа <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/ecol/ecol05.htm> (дата обращения: 20.09.2015).

## МИРНЫЙ АТОМ ПРОТИВ ОНКОЛОГИИ

*Прадед В.В. , Жабина Л.С.*

*МБОУ СОШ № 33, 634526, г. Томск, д. Лоскутово ул.Ленина, 27а  
e-mail: loskutovo@rambler.ru*

Цель: объяснить значение ядерной медицины и ее перспектив развития в области лечения онкологических заболеваний.

Одной из важных проблем общества в области медицины являются онкологические заболевания. Свои силы объединили врачи и физики-ядерщики. И благодаря совместной деятельности появилась такая медицина как ядерная.

Это направление имеет большие перспективы, как сейчас, так и в будущем. Как говорят врачи, ядерная диагностика позволяет диагностировать весь спектр, как онкологических заболеваний, так и многих других, например: кардиологические заболевания, заболевания щитовидной железы, легких, почек, желудочно-кишечного тракта, вен конечностей и воспалительные заболевания скелета (костей).

Онкология в мире - это одна из наболевших проблем, которая набирает обороты и многие методы лечения являются не совсем совершенными, а ядерная медицина открывает большие возможности по лечению в этой области заболевания.

К сожалению, ядерная медицина доступна не каждому: дорогостоящее оборудование, редкие специалисты, множество пациентов все это накладывает свое вето, но в будущем эти проблемы решатся, поэтому и медицина в будущем будет совсем другая.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Фирсанова Н. Мирный атом против смертельных болезней (рус.) // Вечерний Челябинск : газета. — Челябинск, 11 ноября 2011. — № 89 (11496).

## ИСТОРИЧЕСКИЕ ВЕХИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Текаева А.А.*

*МАОУ СОШ № 5, 634003, г.Томск, ул.Октябрьская 16  
e-mail: Alinka-Kartinka@sibmail.com*

Цель: рассмотреть этапы развития атомной энергетики. Ядерная энергетика — это отрасль энергетики, занимающаяся производством электрической и тепловой энергии путём преобразования ядерной энергии. Энергетика прошлого. Двадцатый век прошел под знаком освоения энергии нового вида, заключенной в ядрах атомов, и стал веком ядерной физики. Эта энергия многократно превышает энергию топлива, применявшуюся человечеством в течение всей его истории.

Энергетика настоящего. Сегодня атомная отрасль России представляет собой мощный комплекс из более чем 200 предприятий и организаций, в которых занято свыше 190 тыс. человек. В структуре отрасли — четыре крупных научно-производственных комплекса: предприятия ядерно-топливного цикла, атомной энергетики, ядерно-оружейного назначения и научно-исследовательские институты. Атомэнергопром, консолидирующий гражданскую часть атомной отрасли, входит в состав Госкорпорации «Росатом». Она объединяет ряд предприятий атомной энергетики (включая ОАО «Атомэнергопром»), а также ядерно-радиационной безопасности, ядерно-оружейного комплекса и фундаментальной науки. Энергия будущего. Дальнейшее развитие атомной энергетики планирует Россия, которая предусматривает к 2030 г. построить АЭС мощностью 40 млн. кВт. В Украине в соответствии с Энергетической стратегией Украины на период до 2030 г. предусматривается увеличивать выработку АЭС до 219 млрд. кВт·ч, сохранив ее на уровне 50% общей выработки, и повысить мощность АЭС практически в 2 раза, доведя ее до 29,5 млн. кВт, при коэффициенте использования установленной мощности (КИУМ) 85%, в том числе за счет ввода новых блоков мощностью 1–1,5 млн.кВт и продления срока эксплуатации действующих блоков АЭС (в 2006 г. в Украине мощность АЭС составила 13,8 млн. кВт с выработкой 90,2 млрд. кВт·ч электроэнергии, или около 48,7% общей выработки).

### ЛИТЕРАТУРА

1. <http://www.riarating.ru/comments/20150908/610671601.html>.
2. <http://lenta.ru/articles/2015/07/01/coal/>.
3. <http://miraes.ru/razvitie-atomnoy-energetiki-v-evrope-aes-avarii-na-fukusima/>.
4. <http://www.rosatom.ru/>.

## **ЯДЕРНАЯ МЕДИЦИНА. ТЕХНОЛОГИИ БУДУЩЕГО**

*Фокина Я.И.*

*МАОУ СОШ № 43, 634063 г. Томск, ул. Новосибирская 38*

*e-mail: yana.fokina.1998@mail.ru*

Вот уже несколько десятков лет ядерная энергия служит человечеству. Многие люди до сих пор думают, что ядерная индустрия – это только атомные электростанции, добыча урана и ядерное оружие, но именно в медицине ядерные технологии нашли своё наиболее изящное применение. С их помощью появились совершенно новые методы диагностики и лечения различных заболеваний, что привело к появлению нового направления – ядерной медицины. Что такое ядерная медицина?

Ядерная медицина - раздел высокотехнологичной медицины, в котором используются радионуклиды для лечения и диагностики заболеваний. Ядерная медицина включает в себя: Однофотонная эмиссионная компьютерная томография (ОФЭКТ). Позитронно-эмиссионная томография (ПЭТ). Компьютерная томография (КТ). Магнитно-резонансная томография(МРТ). Радионуклидная и лучевая терапия(ЛТ). Радиофармопрепараты:

В ядерной медицине радионуклиды применяются в основном в виде радиофармпрепаратов как для ранней диагностики заболеваний различных органов человека, так и для лечения. Радиофармпрепараты — это соединения радиоактивных изотопов с различными неорганическими или органическими веществами, предназначенные для медико-биологических исследований, радиоизотопной диагностики и лечения различных заболеваний, главным образом для лучевой терапии злокачественных опухолей.

Технологии 21 века в медицине: Революционные изменения происходят сегодня в различных сферах. Медицина в этом плане также старается не отставать, не смотря на свою традиционную консервативность. Новые препараты, новые методы лечения, новые технологии внедряются в медицину. Фармация. Клонирование, стволовые клетки, ядерное программирование и 3D принтеры. Изменение структуры ДНК. Нано роботы и нано медицина.

**Проблемы ядерной медицины в России**

Создание и внедрение новых РФП в России затруднено из-за крайне бедного финансирования науки, слабого обеспечения современным оборудованием и фактически отсутствия хорошо подготовленных молодых кадров.

СЕВЕРСКИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ  
НИЯУ МИФИ

VI ШКОЛА-КОНФЕРЕНЦИЯ МОЛОДЫХ АТОМЩИКОВ СИБИРИ

14-16 октября 2015г.

Сборник тезисов докладов

Ответственный редактор:  
профессор, доктор физико-математических наук  
М.Д. Носков

Компьютерное макетирование и оформление:  
Е.В. Терещенко

ISBN 978-5-93915-122-1



Подписано к печати 01.10.2015г.  
Формат 60x84/16. Бумага ксероксная.  
Печать RISO. Усл. печ. л. 9,19. Уч.- изд. л. 4,6.  
Тираж 200 экз. Цена свободная.  
Изд. СТИ НИЯУ МИФИ.  
636036, Северск, пр. Коммунистический, 65.  
Отпечатано в СТИ НИЯУ МИФИ.