

ТОМСКИЙ  
ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ  
УНИВЕРСИТЕТ



**Сборник тезисов докладов**

XII Международной научно-практической  
конференции

**Физико-технические  
проблемы в науке,  
промышленности  
и медицине**

10–12 сентября

**Томск-2025**

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

---

# **ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ В НАУКЕ, ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЕ**

Сборник тезисов докладов  
XII Международной научно-практической конференции

**10–12 сентября 2025 г.**

Томск 2025

УДК 621.039(063)  
ББК 31.4л0  
Ф50

Ф50

**Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине :**  
сборник тезисов докладов XII Международной научно-практической конференции /  
Томский политехнический университет. – Томск : Изд-во Томского политехнического  
университета, 2025. – 151 с.

ISBN 978-5-4387-1273-2

В сборнике представлены материалы по следующим направлениям исследований:  
ядерные установки различного типа и их безопасность; разработка и применение  
радиационные технологий в промышленности и медицине; математическое моделирование и  
автоматизация производств атомной отрасли; новые материалы и технологии, применяемые  
в атомной промышленности.

**УДК 621.039(063)  
ББК 31.4л0**

*Редакционная коллегия*

А.Г. Горюнов, доктор технических наук;  
В.Н. Нестеров, кандидат технических наук;  
Л.А. Леонова, кандидат технических наук.

Редакционная коллегия предупреждает, что за содержание представленной информации  
ответственность несут авторы докладов

ISBN 978-5-4387-1273-2

© ФГАОУ ВО НИ ТПУ, 2025

# Содержание

## Секция 1

<b>ENHANCING PHYSICAL PROTECTION SYSTEMS FOR SMALL-SCALE IONIZING RADIATION SOURCES: A RISK-INFORMED APPROACH</b> M.M. Ali, I.M. Usman, B.P. Stepanov .....	13
<b>CYBER-PHYSICAL INTRUSION THREATS IN MODERN NUCLEAR FACILITIES: BRIDGING THE GAP BETWEEN INFORMATION TECHNOLOGY AND PHYSICAL SECURITY</b> I.M Usman, C.A.S. Ojinnaka, B.P. Stepanov.....	14
<b>METHODOLOGY OF RISK ASSESSMENT IN CASE OF UNAUTHORIZED ACTIONS OF AN INTERNAL VIOLATOR</b> C.A.S. Ojinnaka, M.M. Ali, B.P. Stepanov .....	15
<b>РУ БРЕСТ-ОД-300: СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ КАНЦЕРОГЕННЫХ РИСКОВ РАДИАЦИОННОЙ И РИСКОВ ОТ ДРУГИХ НЕБЛАГОПРИЯТНЫХ ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ФАКТОРОВ НЕРАДИАЦИОННОЙ ПРИРОДЫ</b> В.М. Соломатин, В.К. Иванов, С.С. Авраменко .....	16
<b>БЕЗОПАСНАЯ АЭС МАЛОЙ МОЩНОСТИ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ</b> А.Ю. Максимов, С.С. Нефедов, В.Г. Шейнкман .....	17
<b>ЖИДКОСОЛЕВОЙ РЕАКТОР КАК ЭЛЕМЕНТ ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА</b> Е.А. Власенко .....	19
<b>БЕЗОПАСНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ ИЯУ ИВВ-2М С ГЕРМЕТИЗИРОВАННЫМИ ГЭК</b> С.М. Глухов, О.Л. Ташлыков, Е.Н. Селезнёв.....	20
<b>ДЕЗАКТИВАЦИЯ АЛЮМОСОДЕРЖАЩИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ МЕТОДОМ ПЕРЕПЛАВКИ</b> Д.А. Ижойкин, А.О. Павлюк, В.А. Кузов, С.Г. Котляревский .....	21
<b>ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТУК-137 ДЛЯ РЕШЕНИЯ ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ТРАНСПОРТИРОВКИ И ХРАНЕНИЯ ОЯТ НОВЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК</b> А.А. Елисеев.....	22
<b>РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ БАСЕЙНА ОЯТ В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ ANSYS</b> Е. Р. Казаков, А.О. Семенов, Р.Р. Зиганшин, А.С. Панова .....	24
<b>РАСЧЕТ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ ПРИ РАЗНОМ СООТНОШЕНИИ МАТЕРИАЛОВ</b> Ю.Г. Чепрасова, В.В. Шагалов.....	25
<b>CFD-МОДЕЛИРОВАНИЕ ТВС ИРТ-3М С УЧЕТОМ НЕРАВНОМЕРНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ</b> Д.В. Пасько, Н.В. Смольников, А.Г. Наймушин .....	26
<b>МОДЕЛИРОВАНИЕ ОСТАТОЧНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЙ ОТВС В БАСЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ</b> И.Н. Теуцаков, А.О. Семенов.....	27
<b>НЕЙТРОНСТОП НА ОСНОВЕ ПОЛИМЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ</b> Р.Р. Зиганшин, М.М. Балачков, С.Ю. Гоголев, Е.Р. Казаков.....	28

<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ПРИРАЩЕНИЯ ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ ПРИ ВРАЩЕНИИ ТВС НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т</b> М.А. Яковлев, Н.В. Смольников.....	29
<b>НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕАКТОРА БН-800 И ЕГО МОДИФИКАЦИИ</b> Д.А. Грязнов, В.В. Кнышев .....	30
<b>ТЕПЛОТВОД СИСТЕМЫ СПОТ АЭС РЕАКТОРА ВВЭР ПРИ РАЗЛИЧНЫХ ПАРАМЕТРАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ</b> Р.А. Волков, А.О. Семенов.....	31
<b>ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОВЫХ РЕЖИМОВ ПРИ НАРАБОТКЕ ФОСФОРА-32</b> З.В. Воронцов, А.Г. Наймушин, Н.В. Смольников.....	32
<b>ИЗМЕНЕНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ ПРИ РЕЦИРКУЛЯЦИИ МОКС-ТОПЛИВА В ХОДЕ ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНЫХ ТОПЛИВНЫХ КАМПАНИЙ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ</b> В.Н. Филонов, В.Н. Нестеров .....	33
<b>ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА «ЛОГОС» ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ УЗЛОВ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК</b> Е.В. Коренной, М.С. Кузнецов.....	34
<b>МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ХАРАКТЕРИСТИК ПОТОКОВ ГРАФИТОВЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК</b> А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Р.И. Кан, Е.В. Беспала, А.С. Котляревская, Е.П. Зеленецкая .....	35
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ РАСЧЁТНЫХ МОДЕЛЕЙ СНУП-ТОПЛИВА В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ ЕВКЛИД/Е1.0</b> А.В. Масленникова, А.А. Фомин .....	36
<b>МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕЧИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ИЗ ТРУБОПРОВОДА АЭС В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ SOLIDWORKS</b> Р.А. Волков, А.О. Семенов.....	38
<b>ПРОБЛЕМЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ЖЕНЩИН РЕПРОДУКТИВНОГО ВОЗРАСТА</b> М.М. Балачков, Е.А. Юрченко .....	39
<b>ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ ЕСТЕСТВЕННЫМИ РАДИОНУКЛИДАМИ НА ТЕРРИТОРИИ Г. НОВОСИБИРСКА</b> Н.А. Барило, А.Д. Карпов, В.В. Кнышев .....	40
<b>ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ТУК ДЛЯ ПЕРЕВОЗКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА</b> С.Р. Мерасат .....	41
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ КОРРОЗИЙНЫХ ОТЛОЖЕНИЙ НА ТЕПЛООБМЕННЫЕ ПРОЦЕССЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БРЕСТ-ОД-300 В ПО «ЛОГОС-ТЕПЛО»</b> С.В. Павлов, А.О. Семенов .....	42
<b>НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РЕАКТОРА БН-800 В ПРОГРАММЕ MCSU-PTR</b> А.И. Гайфулин .....	44
<b>ПРОЕКТИРОВАНИЕ И СОЗДАНИЕ СИСТЕМ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ ДОСТУПОМ</b> В.В. Чураков, Б.П. Степанов .....	45

<b>РАСЧЁТ КОНЦЕНТРАЦИИ ВОДОРОДА В ПЕРВОМ КОНТУРЕ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300</b> И.И. Пунда .....	46
<b>ВОССТАНОВЛЕНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ИСТОЧНИКА PU-BE</b> Е.В. Черкасская, М.М. Балачков .....	47
<b>ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ УЗЛОВ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ С РАЗЛИЧНЫМИ ТОПЛИВНЫМИ КОМПОЗИЦИЯМИ В ПП «SOLIDWORKS»</b> О.И. Потапов, А.И. Чуприков.....	48
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЯ ГАММА-ФОНА В ОКРЕСТНОСТЯХ ТОМСКА</b> Р.В. Кривошеин, А.Д. Побережников.....	49
<b>ОЦЕНКА СОДЕРЖАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ПЛОДОВЫХ ТЕЛАХ ГРИБОВ</b> А.В. Шевченко .....	50
<b>ПРОГНОЗ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ В СВЯЗИ С РЕАЛИЗАЦИЕЙ ГОСУДАРСТВЕННОЙ ПРОГРАММЫ РФ «РАЗВИТИЕ АТОМНОГО ЭНЕРГОПРОМЫШЛЕННОГО КОМПЛЕКСА»</b> А.Н. Валяев, В.Н. Семенов .....	51
<b>ПРОЕКТИРОВАНИЕ ЭЛЕМЕНТОВ СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ НА РАДИАЦИОННОМ ОБЪЕКТЕ</b> Д.А. Босенко, Б.П. Степанов, А.В. Липовка .....	53
<b>ВЫБОР МАТЕРИАЛА ФИЛЬТРУЮЩЕЙ ВСТАВКИ ДЛЯ ИЗМЕНЕНИЯ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т В ЦЕЛЯХ РАДИАЦИОННОЙ МОДИФИКАЦИИ ОПТИЧЕСКИХ СВОЙСТВ КРИСТАЛЛОВ</b> М.В. Гладких, Н.В. Смольников, А.Г. Наймушин .....	54
<b>МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ БОРНОЙ КИСЛОТЫ НА РЕАКТИВНОСТЬ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР-1200</b> М.А. Кретов, М.С. Кузнецов.....	55
<b>ОЦЕНКА КОНЦЕНТРАЦИИ РАДОНА В ПОМЕЩЕНИЯХ УЧЕБНОГО КОРПУСА ТОМСКОГО ПОЛИТЕХНИЧЕСКОГО УНИВЕРСИТЕТА</b> К.П. Хвостяк, А.Д. Побережников .....	56
<b>ПРОВЕДЕНИЕ АНАЛИТИЧЕСКОЙ РАБОТЫ ДЛЯ ВЫЯВЛЕНИЯ ВНУТРЕННИХ УГРОЗ</b> А.В. Липовка, Б.П. Степанов, Т.А. Липовка .....	57
<b>ВЛИЯНИЕ ДИАМЕТРА И ШАГА РАССТАНОВКИ ТВЭЛ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РИТМ-200 НА ВЕЛИЧИНУ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ</b> А.В. Арзютов, М.М. Балачков.....	58
<b>НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РЕАКТОРА ВВЭР-1200</b> И.В. Животов, М.М. Балачков .....	59
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ДИФФУЗИИ ПРИРОДНОЙ И ОБЛУЧЕННОЙ БЕНТОНИТОВОЙ ГЛИНЫ</b> А.Р. Капокова, В.Ф. Мышкин, А.К. Оммик, М.Ю. Тимашева.....	60
<b>РАСЧЕТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРОВ С ВЫСОКОЙ СТЕПЕНЬЮ ГЕТЕРОГЕННОСТИ</b> А.В. Кузнецов, О.Д. Калмыков, В.Н. Нестеров .....	61

## Секция 2

<b>COMPUTATIONAL DETERMINATION OF FILTER INSERT MATERIALS FOR CONDUCTING NEUTRON CAPTURE THERAPY ON A CYCLIC ACCELERATOR R7- M</b> A.E. Ovsenev, M.V. Gladkikh, M. N. Anikin.....	64
<b>ADDITIVE MANUFACTURING OF IONIZATION CHAMBER MODELS CREATION</b> F. N. Opoku, A.A. Bulavskaya, I.A. Miloichikova, D.A. Polomoshnova, S.G. Stuchebrov .....	65
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ МАГНИТНОГО ИЗОТОПНОГО ЭФФЕКТА ПРИ КРИСТАЛЛИЗАЦИИ NaCl ИЗ ВОДНОГО РАСТВОРА</b> В.Ф. Мышкин, М.Ю. Тимашева, А.Р. Капокова, А.-М. К.-Р. Оммик.....	66
<b>ИЗГОТОВЛЕНИЕ НЕСТАНДАРТНЫХ ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК ДЛЯ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАНА</b> Т.М. Алдажаров, Е.В. Кириллов, М.К. Кылышканов, А.Н. Борсук.....	67
<b>ЭКСТРАКЦИЯ СКАНДИЯ ИЗ СЕРНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ ДИ(2-ЭТИЛГЕКСИЛ)ФОСФОРНОЙ КИСЛОТЫ В СМЕСИ С Н-ДОНОРАМИ</b> И.Ю. Флейтлик, Н.А. Григорьева.....	68
<b>БЕРИЛЛИД ХРОМА CrBe12 – ФУНКЦИОНАЛЬНЫЙ МАТЕРИАЛ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ ТЕХНИКИ</b> М. Подойников, М.К. Кылышканов, А.Н. Борсук.....	69
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ФАКТОРОВ, ДЕСТРУКТИРУЮЩИХ ТБФ, И РАЗРАБОТКА СПОСОБА УДАЛЕНИЯ ПРОДУКТОВ ДЕСТРУКЦИИ ТБФ ИЗ ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМЫ</b> И.А. Хлебникова, А.А. Гофман .....	70
<b>ПРОВЕДЕНИЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ РАДИОБИОЛОГИЧЕСКОГО СТЕНДА НА БАЗЕ РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ</b> В.С. Буракевич, А.А. Булавская, И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров .....	72
<b>ВИСМУТ И ЕГО СОЕДИНЕНИЯ В ЯДЕРНОЙ ТЕХНИКЕ И МЕДИЦИНЕ</b> Ю.М. Юхин, Е.С. Коледова, О.Д. Шеина.....	73
<b>ОБРАБОТКА И КОМПЛЕКТАЦИЯ ХИМИЧЕСКОЙ ПРОДУКЦИИ В СРЕДЕ ОСУШЕННОГО ВОЗДУХА</b> А.В. Козлова, Л.В. Кустов, А.Л. Татаренко, Ю.В. Снопков.....	74
<b>ПРИМЕНЕНИЕ МАЛОГАБАРИТНОГО БЕТАТРОНА КМБ-8 В ИНТРАОПЕРАЦИОННОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ: ИССЛЕДОВАНИЕ ДОЗОВОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ И ХАРАКТЕРИСТИК ПУЧКА ЭЛЕКТРОНОВ</b> С.Н. Мамаева, Т.Е. Гоголева, М.М. Рычков.....	75
<b>ОСОБЕННОСТИ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ЛАЗЕРНЫХ ИМПУЛЬСОВ В ГЕТЕРОГЕННОЙ СРЕДЕ</b> Р.Р. Яруллов, В.Ф. Мышкин, В.А. Хан, В. Басс .....	76
<b>РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ФОТОСЕДИМЕНТАЦИОННОГО АНАЛИЗА ГРАНУЛОМЕТРИЧЕСКОГО СОСТАВА ДИОКСИДА АМЕРИЦИЯ НА ИМИТАТОРЕ</b> А.А. Якунина, А.В. Сиротина, С.П. Журавков .....	77
<b>ПОЛУЧЕНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ ПОРОШКОВ ОКСИДА ЦИРКОНИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СТАБИЛИЗАТОРОВ</b> Я.О. Мурашко, С.П. Журавков .....	79
<b>РОЛЬ РЕДКОЗЕМЕННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В СТРУКТУРАХ ВОЛЬФРАМАТОВ, ПОЛУЧЕННЫХ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПОРОШКОВ ВОЛЬФРАМА</b> Д.С. Токарев, А.В. Мостовщиков .....	80

<b>СОЗДАНИЕ ЦИФРОВОЙ ТРЕХМЕРНОЙ МОДЕЛИ УНИВЕРСАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА ОБЛАСТИ ГРУДНОЙ КЛЕТКИ</b> Е.А. Дидык, А.А. Булавская, И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров.....	81
<b>РАЗРАБОТКА И ИСПЫТАНИЕ РЕАКТОРА ДЛЯ ТЕРМИЧЕСКОГО РАЗЛОЖЕНИЯ ГЕКСАФТОРКУПРАТА КАЛИЯ С ЦЕЛЬЮ ПОЛУЧЕНИЯ ФТОРА</b> Е.Ю. Антонова, Я.А. Чеснокова, В.В. Шагалов .....	82
<b>СРАВНЕНИЕ МЕТОДОВ ИЗУЧЕНИЯ ИЗОМЕРНЫХ СОСТОЯНИЙ АТОМНЫХ ЯДЕР НА ТОРМОЗНЫХ И МОНОХРОМАТИЧЕСКИХ ПУЧКАХ ГАММА-КВАНТОВ</b> А.В. Чуйкина, С.Ф. Разиньков, А.А. Кузнецов .....	83
<b>ОСОБЕННОСТИ ВОДОРОДНОГО И РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ЭВОЛЮЦИЮ ДЕФЕКТНОЙ СТРУКТУРЫ ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА Э110 С ЗАЩИТНЫМ ПОКРЫТИЕМ НА ОСНОВЕ СR</b> М.А. Кругляков, В.Н. Кудияров, Р.С. Лаптев.....	84
<b>НЕЙРОСЕТЕВАЯ ГРАДУИРОВКА РЕНТГЕНОФЛУОРЕСЦЕНТНЫХ ЭНЕРГОДИСПЕРСИОННЫХ СПЕКТРОМЕТРОВ</b> Е.В. Петрович, А.А. Веригин .....	85
<b>РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ С ТЕПЛОВЫМИ ТРУБАМИ С ЦЕЗИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ</b> Е.К. Бурякова, В.В. Сажнов, Н.А. Тесаловский, А.А. Щеглов.....	86
<b>ОСЛАБЛЕНИЕ МОЩНОСТИ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ В ПОЛИЭТИЛЕНОВЫХ МАТРИЦАХ</b> П.М. Качанова, М.М. Балачков .....	87
<b>ПРИМЕНЕНИЕ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА ГОЛОВЫ ЧЕЛОВЕКА</b> Д.А. Поломошнова, А.А. Булавская, И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров .....	89
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ ЦЕРИЯ-ПАЛЛАДИЯ МЕТОДОМ ХРОНОПОТЕНЦИОМЕТРИИ</b> К.А. Симонов, В.А. Кесикопулос, Ф.А. Ворошилов.....	90
<b>УТИЛИЗАЦИЯ СУЛЬФАТКАЛЬЦИЕВЫХ ОТХОДОВ ПУТЁМ ПОЛУЧЕНИЯ ГАЗОБЕТОНА</b> О.В. Прокопьева, А.С. Зарипова .....	91
<b>МЕТОДИКА АНАЛИЗА РАСТИТЕЛЬНОГО МАТЕРИАЛА</b> Т.А. Липовка, А.Д. Побережников, Д.А. Босенко .....	92
<b>РАЗДЕЛИТЕЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ, ИХ ВИДЫ И ПРИМЕНЕНИЕ В ХИМИЧЕСКОЙ И ЯДЕРНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ</b> Э.Р. Караметдинов, Д.Г. Видяев, И.К.Зайцев.....	93
<b>РАЗРАБОТКА ИЗМЕРИТЕЛЯ КОНЦЕНТРАЦИИ БЕРИЛЛИЯ В РУДЕ</b> В.С. Бояринова.....	94
<b>СИНТЕЗ ГИБРИДНЫХ НАНОКОЛЛОИДОВ, ПЕРСПЕКТИВНЫХ ДЛЯ ДИАГНОСТИКИ И ЛЕЧЕНИЯ РАКОВЫХ ОПУХОЛЕЙ</b> Н.Б. Егоров, С.Ф. Гончарова, Е.С. Ключова .....	95
<b>МОДЕЛИРОВАНИЕ АЭРОДИНАМИКИ И ТЕПЛОПЕРЕНОСА В РЕАКТОРЕ ПО ПОЛУЧЕНИЮ ФТОРИРОВАННОГО УГЛЕРОДА</b> А.Ю. Петренко, П.А. Смолкин, М.В. Чуканов, К.М. Моисеева, А.Ю. Крайнов.....	96

<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ПЕРЕРАБОТАННОГО ПОЛИЭТИЛЕНА ОТ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ</b> Д.М. Михалёв, М.М. Балачков.....	97
<b>ПРИМЕНЕНИЕ РАЗЛИЧНЫХ МЕТОДОВ ВИЗУАЛИЗАЦИИ ПРИ УКЛАДКЕ ПАЦИЕНТА НА ТЕРАПЕВТИЧЕСКОМ СТОЛЕ ЛИНЕЙНОГО УСКОРИТЕЛЯ</b> М.С. Федорова, А.А. Булавская, И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров.....	99
<b>ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ ТОПЛИВНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАН-ТОРИЕВОГО ОКСИДНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА</b> В.В. Зубов, С.Н. Куликов, А.Г. Каренгин .....	100
<b>ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИСТОЧНИКОВ НЕЙТРОНОВ В МЕДИЦИНЕ</b> П.И. Одарченко .....	101
<b>ВОЗДУШНО-ПЛАЗМЕННАЯ УТИЛИЗАЦИЯ НЕОРГАНИЧЕСКИХ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА</b> У. Гнохейм, А.Г. Каренгин, И.Ю. Новоселов.....	102
<b>НОВАЯ ТЕОРИЯ ГЕТЕРОГЕННОЙ ХИМИЧЕСКОЙ КИНЕТИКИ И СПЕКАНИЯ КЕРАМИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА</b> В.В. Гузеев.....	103
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЧВЫ НА СОДЕРЖАНИЕ ГАММА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ</b> А.В. Гринкевич, А.Д. Побережников .....	105
<b>ОПРЕДЕЛЕНИЕ КРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ СЕЛЕКТИВНЫХ ПРОЦЕССОВ ПЕРЕРАБОТКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ</b> П.А. Попов, Л.И. Дорофеева, А.П. Вергун .....	106
<b>СРАВНИТЕЛЬНЫЙ СИНТЕЗ И ХАРАКТЕРИСТИКА GA-ДОПИРОВАННЫХ НАНОЧАСТИЦ МАГНЕТИТА ДЛЯ ТЕРАНОСТИКИ РАКА</b> А.М. Маматова, А.И. Бакшеев, Р.А. Сурменев, М.А. Сурменева .....	107
<b>МЕТОДЫ ДИАГНОСТИКИ УРАНА, ПЛУТОНИЯ И ТОРИЯ – ТРЁХ ОСНОВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ</b> В.А. Степанова .....	108
<b>СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ФТОРСОДЕРЖАЩИХ ГОРЮЧИХ ОТХОДОВ ПРОИЗВОДСТВА ОКСИДОВ И ТЕТРАФТОРИДА УРАНА</b> А.В. Кучеренко, В.В. Гохвайс, С.А. Буймов.....	109
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДОВ ПОЛУЧЕНИЯ ЦЕННЫХ КОМПОНЕНТОВ ИЗ ТВЕРДЫХ ОТХОДОВ ПРОМЫШЛЕННОСТИ</b> З.М. Вершинина .....	110
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ПЕРЕРАБОТАННОГО ПОЛИЭТИЛЕНА ОТ БЕТА-ИЗЛУЧЕНИЯ</b> В.С. Шляхтун .....	111
<b>ИЗУЧЕНИЕ ЗАВИСИМОСТИ МЕХАНИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ОТ ФАЗОВОГО СОСТАВА КОМПОЗИТОВ НА ОСНОВЕ МАХ-ФАЗЫ Ti3SiC2</b> К.О. Чемеревская, Е.П. Седанова .....	112
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ И ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ВОЗДУШНО-ПЛАЗМЕННОЙ КОНВЕРСИИ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА</b> А.А. Сычева, А.Г. Каренгин .....	113

<b>ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ НАНОСТРУКТУРНЫХ ТОПЛИВНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С ЗАМКНУТЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВНЫМ ЦИКЛОМ</b>	
А.Г. Каренгин, А.А. Каренгин, И.Ю. Новоселов, Д.М. Беляков .....	114

Секция 3

<b>TRACING A HEAVY ION BEAM INTO THE GASSOL SEPARATION FACILITY</b>	
V.I. Lisov, K.B. Gikal, D.I. Solovyev.....	117

<b>МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОРГАНИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ</b>	
В.Н. Кузьмин .....	118

<b>НЕЙРОННЫЕ СЕТИ В ДИАГНОСТИКЕ ЗЛОКАЧЕСТВЕННЫХ НОВООБРАЗОВАНИЙ ПО ВЫДЫХАЕМОМУ ВОЗДУХУ</b>	
В.С. Лаконкин, А.В. Обходский, Д.Е. Кульбакин, Е.В. Обходская, Е.О. Родионов, В.И. Сачков, В.И. Чернов, Е.Л. Чойнзонов.....	119

<b>МЕТОД ПОСТРОЕНИЯ БАЗИСА ВЕЙВЛЕТ-ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ДЛЯ ЗАДАЧ УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ТОЛЩИНОМЕТРИИ НАПОЛНИТЕЛЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ</b>	
В.Г. Ефимов, В.П. Карих, Д.А. Кондрашов.....	120

<b>ИЗМЕРЕНИЕ ВЯЗКОСТИ РАСТВОРОВ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КАПИЛЛЯРА</b>	
Г.В. Сумин, Н.П. Смирнов, И.С. Надеждин, Ю.М. Козлова .....	121

<b>РАЗРАБОТКА НА ЯЗЫКЕ ПРОГРАММИРОВАНИЯ PYTHON БИБЛИОТЕКИ АЛГОРИТМА УПРАВЛЕНИЯ НЕЙТРОННОЙ МОЩНОСТЬЮ РЕАКТОРА НА ОСНОВЕ MODEL PREDICTIVE CONTROL</b>	
Д.Д. Качанов, А.Г. Горюнов .....	122

<b>ПРИМЕНЕНИЕ АРХИТЕКТУРНЫХ ПАТТЕРНОВ В ПРОЕКТЕ «КОЛИБРИ»: ДИНАМИЧЕСКАЯ ГЕНЕРАЦИЯ GUI И ПОВЫШЕНИЕ ПОДДЕРЖИВАЕМОСТИ КОДА</b>	
Р.В. Пушкарский, В.А. Бельский, М.Г. Скаскевич.....	123

<b>РЕАЛИЗАЦИЯ УПРАВЛЕНИЯ МИКРОСЕРВИСАМИ СТАНДАРТНЫМИ СРЕДСТВАМИ ASTRA LINUX НА ОСНОВЕ ПОДСИТЕМЫ ИНИЦИАЛИЗАЦИИ И УПРАВЛЕНИЯ СЛУЖБАМИ И СИСТЕМОГО ЖУРНАЛИРОВАНИЯ</b>	
В.А. Бельский, Р.В. Пушкарский, А.Д. Громов.....	124

<b>ПЕРЕДАЧА СИГНАЛОВ В СРЕДАХ С ПОВЫШЕННЫМ УРОВНЕМ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ</b>	
Ю.М. Козлова, И.С. Надеждин, А.Г. Горюнов, А.М. Емельянов.....	125

<b>ОСОБЕННОСТИ АСУ ТП ЭНЕРГОБЛОКА С РУ «БРЕСТ-ОД-300»</b>	
М.В. Волков, А.Ю. Максимов, А.В. Петренко.....	126

<b>ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС АВТОНОМНОЙ НАЛАДКИ АЛГОРИТМОВ ПРОМЫШЛЕННОЙ АВТОМАТИКИ</b>	
Д.Э. Шенцов.....	128

<b>СРАВНЕНИЕ МОДЕЛЕЙ ДЕТЕКЦИИ СИЗ С ПРИМЕНЕНИЕМ ПОЛУАВТОМАТИЧЕСКОЙ РАЗМЕТКИ ДАННЫХ</b>	
Е.О. Ковалев.....	130

<b>РАДИАЦИОННОСТОЙКИЙ КОАКСИАЛЬНЫЙ КАБЕЛЬ С ИЗОЛЯЦИЕЙ НА ОСНОВЕ ЖИДКОГО ЭПОКСИДНОГО КОМПАУНДА</b> А.Г. Горюнов, А.А. Горюнов, И.С. Надеждин .....	131
<b>ПОСТРОЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ, ОПИСЫВАЮЩЕЙ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ПРОЦЕССОВ ВОСПАЛЕНИЯ И РЕГЕНЕРАЦИИ В РОГОВИЦЕ</b> А.Ю. Архипов, Е.О.Ковалев, Е.О. Филиппова, Б.С. Мерзликин .....	132
<b>МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ УСТАНОВКИ ОТМЫВКИ И СУШКИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ МФ</b> В.Е. Гащенко, Е.К. Степанченко .....	133
<b>МОДЕЛИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ ИЗМЕРЕНИЯ ГРАНИЦЫ РАЗДЕЛА ВОДНОЙ И ОРГАНИЧЕСКОЙ ФАЗ В ЭКСТРАКЦИОННОЙ КОЛОННЕ</b> Г.В. Сумин, Н.П. Смирнов, И.С. Надеждин, Ю.М. Козлова .....	134
<b>ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ АСУ НТО «ОРИЦИКЛ» ДЛЯ КОНТРОЛЯ ПАРАМЕТРОВ УСКОРЯЕМЫХ И ВЫВЕДЕННЫХ ПУЧКОВ УСКОРИТЕЛЬНОГО КОМПЛЕКСА NICA</b> В.А. Александров, Е.В. Архипов, В.И. Астахов, А.А. Балдин, Э.Г. Балдина, Е.А. Бушмина, М.А. Гусев, Е.А. Клевцова, Д.С. Коровкин, И.А. Рубанович, А.Х. Салтовская, А.Б. Сафонов, П.Р. Харьюзов, А.С. Чепурнов, С.А. Четвериков .....	135
<b>ДИАГНОСТИКА КАНАЛЬНОГО УРОВНЯ ПОЛЕВОЙ ШИНЫ ПЕРЕДАЧИ ДАННЫХ «КОЛИБРИ»</b> М.Г. Скаскевич, Р.В. Пушкарский, В.А. Бельский .....	136
<b>ТРАНЛЯЦИЯ EDDL ОПИСАНИЙ</b> А.Д. Громов, А.Г. Горюнов, В.А. Бельский, Р.В. Пушкарский, М.Г. Скаскевич .....	137
<b>ИМИТАЦИОННАЯ МОДЕЛЬ УЗЛА СБОРКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ЛИНИИ СБОРКИ ТВС МФ</b> Е.К. Степанченко, А.О. Плетнев, С.Н. Ливенцов .....	138
<b>РАЗРАБОТКА АЛГОРИТМОВ ДЛЯ СЕГМЕНТАЦИИ ПАТОЛОГИЙ СЕТЧАТКИ ПРИ ДИАБЕТИЧЕСКОЙ РЕТИНОПАТИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ АРХИТЕКТУРЫ НЕЙРОННОЙ СЕТИ U-NET</b> В.А. Лушников, Е.О. Филиппова .....	140
<b>АНАЛИЗ ПОЛЯРИЗАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ДИФРАКЦИОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ СПИРАЛЬНОЙ МИШЕНИ</b> Н.С. Бердников, Д.А. Шкитов .....	141
<b>АЛГОРИТМ АНАЛИЗА ПРИЧИН ВЫПУСКА НЕКАЧЕСТВЕННОЙ ПРОДУКЦИИ ЛИНИИ СБОРКИ ТВЭЛОВ КАК ИНСТРУМЕНТ МЕНЕДЖМЕНТА В ЦИФРОВОМ ДВОЙНИКЕ</b> О.О. Кушков, С.Н. Ливенцов .....	142
<b>ОПЫТ ЦИФРОВИЗАЦИИ КОНТРОЛЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ И РАЗВИТИЕ СИСТЕМ ОТОБРАЖЕНИЯ ИНФОРМАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т</b> В.А. Демидов, М.В. Гладких .....	143
<b>МОДЕЛЬ СИСТЕМЫ ИЗМЕРЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ЦЕЛЕВЫХ КОМПОНЕНТ В КОМПЛЕКСНЫХ РАСТВОРАХ НА ОСНОВЕ МЕТОДА ПЛОТНОМЕТРИИ</b> Е.П. Зеленецкая .....	144
<b>МЕТОД РАСЧЕТА ИМПУЛЬСНОГО РАЗБРОСА ИОНОВ В ПУЧКЕ, ОГРАНИЧЕННОМ ПРОСТРАНСТВЕННЫМ ЗАРЯДОМ</b> Д.К. Чумаков, В.А. Лебедев, В.С. Шпаков .....	145

<b>РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ УЧАСТКА ДЕЗАКТИВАЦИИ ТВЭЛОВ ДЛЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА КОД ТП</b> О.О. Кушков, О.В. Егорова, С.Н. Ливенцов .....	147
<b>ПРИМЕНЕНИЕ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ НА УКОРИТЕЛЬНОМ КОМПЛЕКСЕ МТ-25 ЛАБОРАТОРИИ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ</b> З.М. Вершинина .....	148
<b>НЕЙРОСЕТЕВАЯ ГРАДУИРОВКА РЕНТГЕНОФЛУОРЕСЦЕНТНЫХ ЭНЕРГОДИСПЕРСИОННЫХ СПЕКТРОМЕТРОВ</b> Е.В. Петрович, А.А. Веригин .....	149

# Секция 1

Ядерные установки: проектирование,  
эксплуатация, безопасность и вывод  
из эксплуатации



# ENHANCING PHYSICAL PROTECTION SYSTEMS FOR SMALL-SCALE IONIZING RADIATION SOURCES: A RISK-INFORMED APPROACH

M.M. Ali, I.M. Usman, B.P. Stepanov

National Research Tomsk Polytechnic University,  
Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050

E-mail: [am0004@tpu.ru](mailto:am0004@tpu.ru) [rufutee8511@gmail.com](mailto:rufutee8511@gmail.com)

The widespread use of ionizing radiation sources has made the physical security of ionizing radiation sources in small-scale facilities a critical issue, as they are vulnerable to theft or sabotage for malevolent purposes, such as use in a Radiological Dispersal Device (RDD). Traditional regulatory compliance is insufficient to address risks, prompting the need for a risk-informed approach. The method is demonstrated using a hypothetical case study of a Category 3 Cesium-137 blood irradiator. Possible insider threats and vulnerabilities in access control weaknesses have been identified. Based on the analysis, security upgrades are prioritized to reduce the specific risks identified, such as installing a two-factor electronic access control system in place of the key lock and magnetic door contact alarm. While a risk-informed model offers several clear advantages, including setting security measure priorities according to risk assessments. Additionally, it also provides increased adaptability, a better fit with threat dynamics. However, its successful implementation is challenged by the need for strong management commitment and specialized expertise, which may be lacking in smaller facilities. By using this framework, small-scale ionizing facility operators can develop layered, optimized, and cost-effective Physical Protection Systems (PPS) that effectively mitigate the most threats, thereby reducing the risk of unauthorized actions.

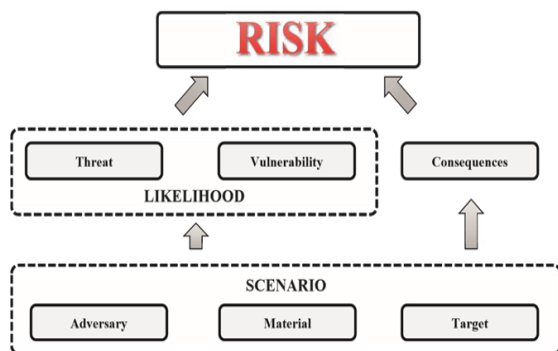


Fig. 1. Relationship between threat and risk and supporting components



Fig. 2. Caesium-137 Blood irradiator

## REFERENCE

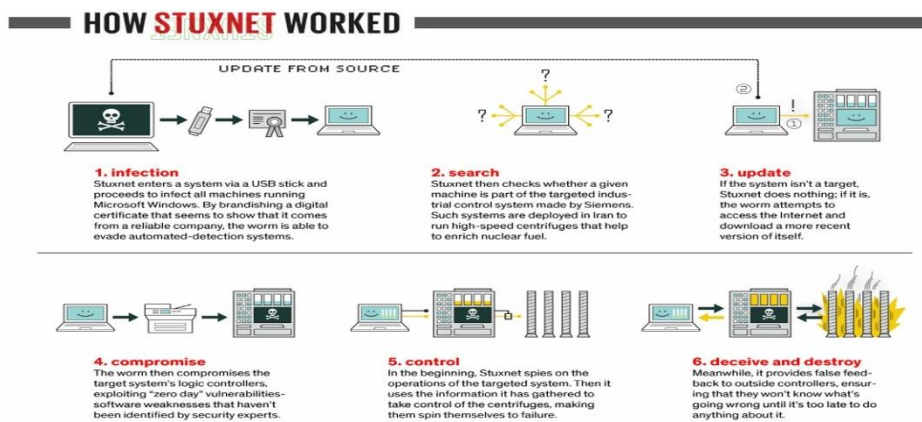
1. Lynn G.M. Design and Evaluation of Physical Protection Systems. – Oxford : Butterworth-Heinemann, 2020. – 256 p.
2. Risk Informed Approach for Nuclear Security Measures for Nuclear and Other Radioactive Material out of Regulatory Control : Implementing Guide – Vienna : IAEA, 2015. – 70 p.
3. Nuclear Power Plant Security Assessment Technical Manual : SAND2007-5591 – Sandia : Sandia National Laboratory. 2007. – 115 p.
4. Zimmerman P.D., Loeb C. Dirty Bombs: The Threat Revisited. – Washington : National Defense University Press, 2004. – 11 p.

# CYBER-PHYSICAL INTRUSION THREATS IN MODERN NUCLEAR FACILITIES: BRIDGING THE GAP BETWEEN INFORMATION TECHNOLOGY AND PHYSICAL SECURITY

I.M. Usman, C.A.S. Ojinnaka, B.P. Stepanov  
National Research Tomsk Polytechnic University,  
Russia, Tomsk, Lenin Avenue., 30, 634050  
E-mail: ui0001@tpu.ru

The digital transformation of nuclear facilities has blurred the once-clear boundaries between information technology (IT), operational technology (OT), and physical security, giving rise to complex cyber-physical intrusion threats. Incidents such as Stuxnet, the Davis-Besse Slammer infection, and the Gundremmingen malware discovery demonstrate that traditional air-gapped security assumptions are no longer sufficient. From malicious USB payloads that breach air-gapped networks to cyberattacks that disable surveillance systems for physical intrusions, adversaries are increasingly taking advantage of the intersection of the physical and cyber domains, chaining vulnerabilities to produce cascading failures.

This study highlights the inadequacy of siloed security models and proposes a three-pillar integrated security framework: (1) unified governance and risk management, (2) integrated monitoring technologies bridging IT, OT, and physical domains, and (3) cross-disciplinary training and drills. By fostering a cohesive defense posture, nuclear operators can more effectively detect, deter, and respond to hybrid threats, ensuring the resilience of critical infrastructure.



*Fig. 1. Symantec's Stuxnet USB execution flow illustrating how removable media bypassed the air gap to reach engineering workstations*

## REFERENCE

1. Byres E.J. The Myth of the Air Gap // Pipeline & Gas Journal. – 2013. – Vol. 240, No. 8. – P. 204–207.
2. Kushner D. The Real Story of Stuxnet // IEEE Spectrum. – 2013. – Vol. 50, No. 3. – P. 3–17.
3. Patterson S.A., Toth D. Bridging the Gap Between Physical and Cyber Security // The CIP Report. – 2014. – Vol. 12, No. 2. – P. 78–83.
4. International Atomic Energy Agency. Computer Security at Nuclear Facilities (IAEA Nuclear Security Series No. 17). – Vienna: IAEA, 2011. – 98 p.
5. Ginter A.A. Framework for Converged IT, OT and Physical Security // Journal of Critical Infrastructure Protection. – 2019. – Vol. 25. – P. 328–335.

## **METHODOLOGY OF RISK ASSESSMENT IN CASE OF UNAUTHORIZED ACTIONS OF AN INTERNAL VIOLATOR**

C.A.S. Ojinnaka, M.M. Ali, B.P. Stepanov  
National Research Tomsk Polytechnic University,  
Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050  
E-mail: oc0001@tpu.ru

Internal violators in nuclear installations pose unique challenges, as trusted personnel may leverage privileged knowledge and access to compromise safety or exfiltrate sensitive materials. This study proposes an analytical framework to assess and predict insider threats by integrating behavioral indicators, access-pattern anomalies, and system-level signals within a unified pipeline.

The research is driven by four objectives: (1) threat assessment from insider behavior through real-world and simulated scenarios; (2) integrate behavioral indicators and day-to-day risk factors; (3) access and anomaly analysis: Examine system and security logs to identify unusual access patterns or deviations that may signal malicious intent; and (4) predictive model development using data-driven methods like the CERT dataset, supervised/unsupervised machine learning (ML) to predict insider threats.

CERT dataset logs and psychometric profiles are ingested and preprocessed (merging, timestamp normalization, imputation), then transformed into engineered features (after-hours login counts, USB transfers, email volumes) and labeled via scenario modeling. In parallel, rule-based checks flag policy violations (e.g. unauthorized control-room access, bulk file deletion), while machine-learning models like Support Vector Machine, Random Forest, Long Short-Term Memory (LSTM), and autoencoder will learn complex, multivariate anomalies from the same feature set [1]. Feature importances from the Random Forest and decision boundaries in the support vector machine (SVM) provide interpretability, and the autoencoder architecture captures nonlinear reconstruction errors indicative of malicious behavior. Outputs from both layers are fused into composite risk scores, which trigger alerts for integration into a nuclear security response system [2–4].

The framework is expected to achieve high detection performance (ROC-AUC  $\geq 0.95$ , recall  $\geq 0.90$ ) on held-out CERT data and produce interpretable alerts that combine explicit rule triggers with learned anomaly scores. A working prototype pipeline will demonstrate scalability and adaptability, ready for adaptation to real facility logs and integration into Physical Protection Systems.

### **REFERENCE**

1. Chicco D., Jurman G. The Matthews correlation coefficient (MCC) should replace the ROC AUC as the standard metric for assessing binary classification // *BioData Mining*. – 2023. – Vol. 16, № 1 – P. 1–23.
2. Ansah M.N.S. Effective physical protection system design and implementation at a radiological facility: An integrated and risk management approach // *Kerntechnik*. – 2023. – Vol. 88, № 1 – P. 43–53.
3. Detect Insider Threat with Associated Session Graph / J. Ding, P. Qian, J. Ma [and etc.] // *Electronics*. – 2024. – Vol. 13, № 24 – P. 20.
4. Ye X., Luo F., Cui H. Research on insider threat detection based on personalized federated learning and behavior log analysis / X. Ye, F. Luo, H. Cui [and etc.] // *Scientific Report*. – 2025. – Vol. 15, № 1 – P. 1–17

# РУ БРЕСТ-ОД-300: СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ КАНЦЕРОГЕННЫХ РИСКОВ РАДИАЦИОННОЙ И РИСКОВ ОТ ДРУГИХ НЕБЛАГОПРИЯТНЫХ ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ФАКТОРОВ НЕРАДИАЦИОННОЙ ПРИРОДЫ

В.М. Соломатин, В.К. Иванов, С.С. Авраменко

Акционерное общество «Прорыв»

Россия, г. Москва, ул. Раменский б-р, д. 1, 119607

E-mail: svm@pnprogyv.ru

Основу атомной электрогенерации сегодня составляют ядерные реакторы на тепловых нейтронах. Вместе с тем, в ведущих по технологическому развитию странах мира проводятся интенсивные исследования по сценариям преодоления возможного энергетического кризиса в отдаленной перспективе, связанного с ограничением запасов  $^{235}\text{U}$ . Многообещающим решением проблемы является замыкание ядерного топливного цикла и за этот счет многократного расширения топливной базы атомной энергетики.

В рамках проекта «Прорыв» на площадке Сибирского химического комбината (предприятие «ТВЭЛ») создается опытно-демонстрационный энергокомплекс (ОДЭК), который позволит отработать технологии, продемонстрировать замыкание ядерного топливного цикла и сделать первый шаг в построении атомной энергетики нового поколения.

Базовая модель МКРЗ по оценке пожизненного обусловленного риска (LAR) имеет вид:

$$LAR(s, e, H_T) = \sum_{a=e}^{100} [EAR(s, e, a, H_T) \cdot S_T(e, a)],$$

где  $s$  – пол;  $e$  – возраст при облучении;  $H_T$  – эквивалентная доза в органе или ткани  $T$ ;  $EAR$  – избыточный абсолютный риск смерти в возрасте  $a$  при облучении ткани  $T$  дозой  $H_T$  в возрасте  $e$  для лиц пола  $s$ ;  $S_T$  – функция здорового дожития (без ЗНО с локализацией в  $T$ ) от возраста  $e$  до возраста  $a$ .

Технология оценки LAR была реализована в программном комплексе - Интегрированной системой кодов РОЗА (Радиологическое Обеспечение Защиты), включенной приказом Министерства цифрового развития в федеральный банк данных.

Всемирная Организация Здравоохранения предложила свою технологию по оценке ущерба здоровью человека от воздействия факторов риска нерадиационной природы. Указанная технология была реализована в АО «Прорыв» для оценки канцерогенных рисков радиационной и нерадиационной природы при эксплуатации РУ БРЕСТ-ОД-300.

Было установлено, что при нормальной эксплуатации ОДЭК величина канцерогенного радиационного риска ниже уровня «пренебрежимо малого» по НРБ-99/2009. Вместе с тем, канцерогенный риск от факторов нерадиационной природы

(взвешенные вещества, свинец, формальдегид) составляет  $8,21 \cdot 10^{-6}$ , что более чем в 17 раз выше уровней радиационного воздействия.

## **БЕЗОПАСНАЯ АЭС МАЛОЙ МОЩНОСТИ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ**

А.Ю. Максимов, С.С. Нефедов, В.Г. Шейнкман  
Акционерное общество «Прорыв»,  
Россия, г. Москва, Раменский бульвар, д.1, 119607  
E-mail: s\_nefedov@list.ru

Разработка малых модульных реакторов (ММР, *англ.* SMR) различного типа, а также проектов АЭС малой мощности (АЭСММ) на их основе является в настоящее время одним из основных направлений развития мировой атомной энергетики. В обобщающем издании МАГАТЭ [1] отмечено, что в настоящее время в мире на разных стадиях разработки находятся 68 типов ММР. Привлекательность АЭСММ для потенциальных заказчиков в первую очередь выявляется применительно к площадкам, расположенным в удалённых регионах, например, примыкающих к Северному морскому пути [2]. Перспективным является размещение АЭСММ на площадках традиционных тепловых электростанций (ТЭС) с полной заменой существующей инфраструктуры либо взамен котельных отделений с сохранением остальной инфраструктуры ТЭС.

В России к числу реально осуществляемых проектов АЭСММ относится опытно-демонстрационный энергоблок с реакторной установкой (РУ) со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 электрической мощностью 300 МВт (граничной между АЭС малой и средней мощности), сооружаемый на площадке АО «СХК», г. Северск. Преимуществом АЭСММ этого типа является повышенная безопасность, которую обеспечивают:

- Рb-теплоноситель с высокой температурой кипения (1750 °С) и отсутствием избыточного давления в первом контуре, химически инертный, обладает хорошими радиационно-защитными свойствами;
- СНУП-топливо: плотность в ~1,2 раза и теплопроводность на порядок выше оксидного, позволяет создать равновесную активную зону (защита от реактивной аварии), рабочая температура существенно ниже температуры плавления (запас по безопасности);
- интегральная компоновка РУ с многослойным металлобетонным корпусом;
- приоритет пассивных защитных и локализирующих систем и устройств.

Решения по БРЕСТ-ОД-300 заложены в основу предлагаемой концепции серийной АЭСММ. Для обеспечения серийности проект АЭСММ должен обладать гибкостью, необходимой для размещения её на площадках, отличающихся с точки зрения требований по мощности и по природным условиям.

Варьирование мощности АЭСММ может обеспечиваться модульным принципом её компоновки. В качестве основного модуля в данной концепции использован комплекс, включающий реакторное здание и здание турбины. Размещая на площадке два или три модуля с определённым шагом, можно получить АЭС мощностью 600 или 900 МВт(э). Таким образом может быть реализована линейка мощности АЭС.

Схема генерального план двухблочной АЭСММ со свинцовым теплоносителем представлена на рис. 1.

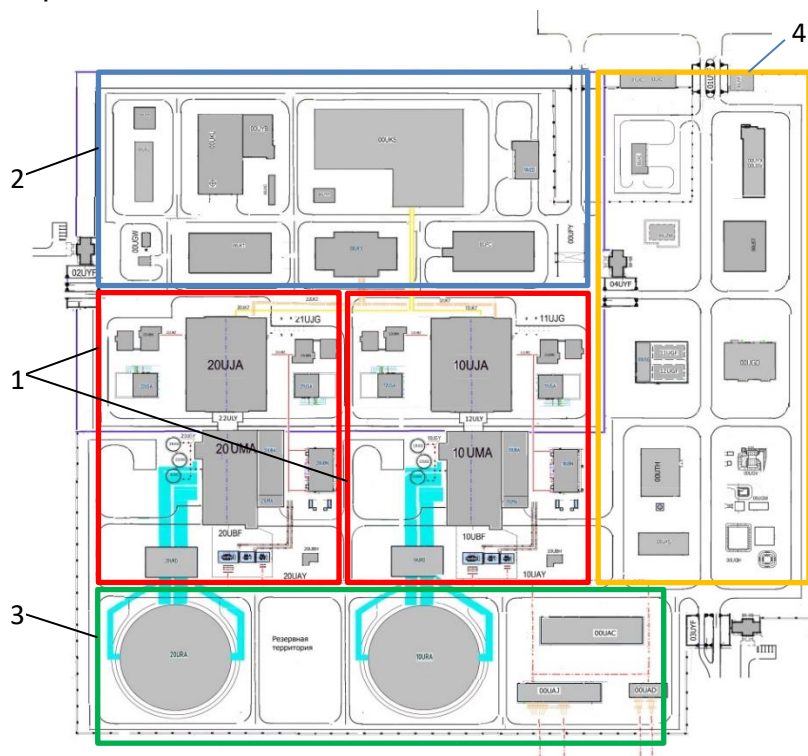


Рис. 1. Принципиальная схема генплана модульной АЭС со свинцовым теплоносителем

Гибкость генплана и возможность его адаптации к условиям различных перспективных площадок обеспечивается за счёт выделения неизменяемой зоны и зон, зависящих от природных условий площадки и от потребностей заказчика. Неизменяемая зона состоит из одного или нескольких модулей 1, включающего здания реактора, турбины, систем безопасности. Эти объекты связаны между собой технологическими связями, включая трубопроводы большого диаметра, их взаимное расположение не может меняться в зависимости от условий площадки. Зона 2 включает вспомогательные объекты ядерной технологии: хранилища ядерного топлива, радиоактивных отходов и др. объекты, необходимые для нормального функционирования АЭСММ. Технологические связи объектов зоны 2 между собой и с неизменяемой зоной не столь жёстки. Их взаимное расположение может меняться с учётом условий площадки. Модули 1 и зона 2 совместно составляют базовую часть, которая должна присутствовать на генплане АЭСММ на любой площадке. Зона 3 включает градирни (или пруд-охладитель), объекты выдачи мощности и др. объекты,

расположение которых определяется условиями площадки. В зоне 4 сгруппированы здания и сооружения, необходимость которых определяет заказчик: мастерские, инженерно-бытовой корпус и др. В случае размещения АЭСММ на площадке действующей ТЭС эти объекты могут располагаться в уже имеющихся на площадке зданиях и сооружениях.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. International Atomic Energy Agency. Small modular reactors. Advances in SMR Developments. – Vienna, 2024. – 47 с.
2. Фалеев М. И. и др. Принципиальные сложности совершенствования безопасной эксплуатации ядерно- и радиационно опасных объектов в условиях интенсивного социально-экономического освоения северных макрорегионов // Ядерная и радиационная безопасность. – 2025. – № 1 (115). – С. 5–30. DOI: 10.26277/SECNRS.2025.115.1.001.

### ЖИДКОСОЛЕВОЙ РЕАКТОР КАК ЭЛЕМЕНТ ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Е.А. Власенко

ФГУП «Горно-химический комбинат»,

Россия, Красноярский край, г. Железногорск, ул. Ленина, 53, 662972

E-mail: eavlasenko@rosatom.ru

Реализуемый Госкорпорацией «Росатом» переход к замкнутому ядерному топливному циклу направлен, среди прочего, на решение проблемы «наследия» и накопления отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) энергетических реакторов за счет переработки ОЯТ с минимальными объемами радиоактивных отходов (РАО). В качестве одного из элементов замкнутого ядерного топливного цикла рассматриваются жидкосолевые ядерные реакторы, способные обеспечить снижение долговременной потенциальной опасности высокоактивных отходов (ВАО) от переработки ОЯТ энергетических реакторов на тепловых нейтронах за счет сжигания минорных актинидов, в первую очередь, кюрия.

Основной вклад в объем образующихся ВАО вносят минорные актиниды и продукты деления (фракция Cs-Sr). При этом, при промежуточном хранении ОЯТ до переработки в течение 30–40 лет происходит заметное увеличение объемов ВАО из-за вклада минорных актинидов [1]. При дожигании минорных актинидов объем ВАО можно уменьшить в 4–5 раз, как следствие, сократив затраты на создание и многолетнюю эксплуатацию объектов окончательной изоляции ВАО. Трансмутация минорных актинидов в полномасштабном жидкосолевом реакторе-сжигателе (ЖСР) в двухкомпонентной ядерной энергетической системе может рассматриваться как перспективный способ трансмутации кюрия, не требующий разбавления его обедненным ураном и промежуточной выдержки в течение 70–100 лет. Топливный цикл ЖСР при трансмутации кюрия не потребует вовлечения плутония, что особенно

актуально в условиях резкого роста потребности в плутонии при переходе к серийному строительству реакторов на быстрых нейтронах в России в 2030–2040-х годах [2].

Планируемая к созданию на ФГУП «ГХК» исследовательская ядерная установка с жидкосолевым реактором необходима для создания и освоения новой технологии утилизации минорных актинидов.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рыкунова А.А., Шмидт О.В., Кашеев В.А. Алгоритм расчета объема остеклованных РАО / А.А. Рыкунова, О.В. Шмидт, В.А. Кашеев // Радиоактивные отходы. – 2024. – № 2 (27). – С. 18–25.
2. Генеральная схема размещения объектов электроэнергетики до 2042 года, утвержденная распоряжением Правительства РФ от 30.12.2024 № 4153-р [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://static.government.ru/media/files/Rwf9Akjf5FwAnustDEL2m7PEvZ26i7k3.pdf> – 19.08.25.

### БЕЗОПАСНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ ИЯУ ИВВ-2М С ГЕРМЕТИЗИРОВАННЫМИ ГЭК

С.М. Глухов<sup>1,2</sup>, О.Л. Ташлыков<sup>2</sup>, Е.Н. Селезнёв<sup>1</sup>

<sup>1</sup>АО «Институт реакторных материалов»,

Россия, Свердловская область, г. Заречный, ул. а/я 29, 624250

<sup>2</sup>Уральский федеральный университет имени первого Президента России

Б.Н. Ельцина

Россия, г. Екатеринбург, ул. Мира, д.19, 620062

E-mail: stepmihgl@mail.ru

За время эксплуатации ИЯУ ИВВ-2М имели место технологические нарушения, связанные с разгерметизацией горизонтальных экспериментальных каналов (ГЭК). Для локализации данных нарушений и возврата реактора в режим нормальной эксплуатации, разработано и сконструировано устройство герметизации ГЭК, обеспечивающее его герметичность при монтаже устройства во внутренний объем ГЭК [1].

Герметизация ГЭК не являлась исчерпывающим решением для обеспечения дальнейшей безопасной эксплуатации ИЯУ. Во внутреннем объеме ГЭК за счет ионизирующего (радиоизотопного) излучения при радиоактивном распаде выделяется энергия, которую необходимо отводить в целях исключения закипания теплоносителя и исключения паро-циркониевой реакции. Для данной цели с применением программы использующей методы Монте-Карло при моделировании процессов переноса ионизирующего излучения в материальных системах были рассчитаны значения мощности выделяемой энергии в теплоносителе и конструкционных материалах внутреннего объема ГЭК.

Поскольку энерговыделение теплоносителя могло быть отведено только за счет теплопроводности конструкционных материалов ГЭК, было принято решение выполнить сквозные отверстия для протока теплоносителя, тем самым увеличив отводимое тепло. Необходимый диаметр отверстий определялся с помощью использования теоретических зависимостей с последующей апробацией полученных

результатов методом трехмерного моделирования теплогидравлических процессов во внутреннем объеме ГЭК с использованием SOLIDWORKS Flow Simulation (рис.1).

После расчета необходимых диаметров, были проведены работы по высверливанию отверстий.

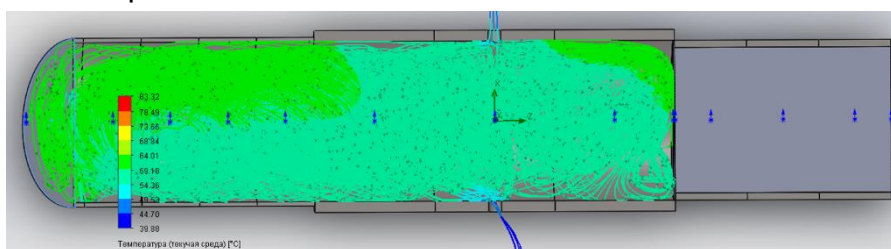


Рис. 1. Трехмерная модель ГЭК с отверстиями

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Глухов С.М. Горизонтальные экспериментальные каналы исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М: опыт эксплуатации и устранение неплотностей // Научные исследования и технологические разработки для обеспечения развития ядерных технологий нового поколения: труды XII Всероссийской молодежной конференции. – Дмитровград, 2025. – С. 37–38.

### ДЕЗАКТИВАЦИЯ АЛЮМОСОДЕРЖАЩИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ МЕТОДОМ ПЕРЕПЛАВКИ

Д.А. Ижойкин, А.О. Павлюк, В.А. Кузов, С.Г. Котляревский

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

Россия, г. Северск, ул. Автодорога, 13, 636000

E-mail: ida@dnrc.ru

В вопросах обращения с РАО большое внимание уделяется переработке металлических радиоактивных отходов (МРАО), ввиду возможного возвращения части металла в хозяйственный оборот, снижения класса РАО, а также в целях уменьшения объема РАО, передаваемых на захоронение Национальному оператору по обращению с РАО [1].

В результате деятельности промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) Сибирского химического комбината накоплено порядка 3400 тонн алюмосодержащих отходов, представляющих собой опорные авиалевые блоки, которые служили «подушкой» для позиционирования рабочих (урановых) блоков в активной зоне. В силу технологических особенностей эксплуатации блоки имеют радиоактивное загрязнение поверхности, а также внутреннее загрязнение, возникшее в результате активации примесей в процессе облучения нейтронами. Авиалевые блоки представляют собой цилиндры диаметром 35–37 мм, высотой 102,5 мм и массой 235 г, выполненные из сплава тройной системы: алюминий-магний-кремний с небольшими включениями других элементов (Mn, Cr, Cu).

В АО «ОДЦ УГР» проведено исследование технологических параметров процесса дезактивации алюминий-содержащих сплавов методом плавления на

плавильной тигельной электропечи сопротивления ПП 450 М. Рафинирование сплава осуществлялось с использованием «Флюса покровно-рафинирующего» ТУ РБ 100196035.005-2000.

Сущность процесса флюсового рафинирования алюминиевых сплавов состоит в обработке расплава жидким хлоридным или хлоридно-фторидным флюсом. Благодаря различиям в смачиваемости контактирующих фаз неметаллические включения самопроизвольно переходят из металла во флюс. Так же при взаимодействии флюсов с алюминиевым расплавом развиваются обменные реакции, приводящие к окислению примесей и последующем удалении их вместе со шлаком.

Установлено, что при переплавке с использованием флюса достигаются следующие коэффициенты дезактивации: по  $^{137}\text{Cs}$  – от 25 до 100, по  $^{60}\text{Co}$  – от 9 до 16, по  $^{152}\text{Eu}$  – от 0,0003 до 3. При этом удельная активность  $^{60}\text{Co}$  после переплавки составила до 100 Бк/г.

Таким образом, алюмосодержащие отходы, накопленные при эксплуатации ПУГР, возможно дезактивировать методом плавления до норм для неограниченного использования только при условии их предварительной сортировки и поверхностной дезактивации. Применение комплексного подхода к процессу обращения с алюмосодержащими отходами позволит после хранения этих отходов на площадке в течение 20-30 лет вывести их из-под регулирующего контроля.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гудим Ю.А., Голубев А.А., Грачев В.А. Одностадийная пирометаллургическая переработка // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 1 (2). – С. 68–75.

### **ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТУК-137 ДЛЯ РЕШЕНИЯ ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ТРАНСПОРТИРОВКИ И ХРАНЕНИЯ ОЯТ НОВЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК**

А.А. Елисеев

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

E-mail: aae34@tpu.ru

В данный момент времени ядерная энергетика имеет ряд весомых проблем, которые необходимо решать для ее дальнейшего развития, в том числе проблемы безопасной транспортировки и хранения отработавшего ядерного топлива новых реакторов, как существующих лишь на стадии проекта, так и уже находящихся в строительстве. Обеспечение безопасности транспортирования ОЯТ имеет большое значение в связи с наличием потенциального риска нанесения ущерба людям, окружающей среде и имуществу в процессе перевозки, выполнения погрузочно-разгрузочных операций и промежуточного хранения. Ныне существующие контейнеры под отработавшее ядерное топливо уже не отвечают требованиям безопасности в контексте их применения для транспортировки и хранения

отработавшего ядерного топлива новых реакторов, и поэтому существует острая необходимость в создании новых типов контейнеров, отвечающих требованиям ядерной и радиационной безопасности, поскольку модификация старых типов, их неполная нагрузка топливом или вовсе более длительное удержание в бассейнах выдержки нецелесообразно [1].

Данная потребность обусловлена различием множества параметров новых реакторов от старых, таких как, например: различия в спектрах излучений топлива, его составе, геометрических параметров, зависимости интенсивности излучения с течением времени, вторичного излучения, радиационная и тепловая нагрузка на ТУК и т. п. [2].

Одним из новых типов контейнеров, созданных для решения вышеописанной проблемы, является ТУК-137, который представляет собой унифицированное семейство контейнеров, предназначенных для хранения и транспортировки отработавшего топлива новых типов реакторов, например, ВВЭР-1200, который в данный момент будет являться основой АЭС «Аккую» в Турции (будет использоваться модификация ТУК-137Т). Данный контейнер за счет увеличения площади бокового оребрения способен более эффективно отводить тепловое излучение, вследствие чего температура поверхности ОТВС для ВВЭР-1200 не будет превышать 350 градусов Цельсия, и не выше 85 градусов Цельсия на поверхности контейнера. Также его измененные параметры внутренней геометрии способны вместить большее количество ОТВС (в случае с ВВЭР-1200 – 18 штук) новых реакторов, а применение меди в качестве защиты от гамма-излучения, которая за счет большей плотности, чем применяемые на текущий момент стали обеспечивает большую эффективность защиты от гамма-излучения и твердого полипропилена в качестве защиты от нейтронного излучения, который значительно повышает физическую безопасность контейнера в отличие от жидких аналогов, позволят незначительно, изменяя размеры ТУК, применять его для различных типов реакторов, обеспечивая на достаточном уровне как радиационную, так и ядерную безопасность. Тем более в данный момент уже имеется расчетное подтверждение обеспечения ядерной безопасности контейнера, в котором утверждается, что коэффициент размножения отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1200 составляет не более 0,38, что доказывает его ядерную безопасность в контексте применения его к данному реактору [3, 4].

Однако окончательно его безопасность для окружающей среды и населения будет доказана только в процессе практического применения, и, если заявленная безопасность будет обеспечена, унифицированное семейство ТУК-137 будет более чем способно решить проблему транспортировки и хранения отработавшего топлива новых типов реакторов [5].

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Давиденко Н.Н. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами в атомной энергетике. – М.: МИФИ, 2021. – 123 с.
2. Черняев А.П. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом. – М.: МГУ, 2022. – 104 с.
3. Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений. – М.: МИФИ, 2020. – 96 с.
4. Елисеев А.А. Оценка ядерной безопасности транспортно-упаковочного комплекта при эксплуатации [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://earchive.tpu.ru/handle/11683/79458> – 26.08.25.
5. Ташлыков О.Л. Оптимизация состава радиационной защиты. – М.: МИФИ, 2022. – 65 с.

## РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ БАСЕЙНА ОЯТ В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ ANSYS

Е. Р. Казаков, А.О. Семенов, Р.Р. Зиганшин, А.С. Панова

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

E-mail: [erk9@tpu.ru](mailto:erk9@tpu.ru)

Хранение и дальнейшая утилизация радиоактивных отходов (РАО) являются одной из важнейших задач современной атомной энергетики, требующая высокого уровня научных и инженерных решений. Анализ протекания процессов теплообмена в системе «Бассейн выдержки – РАО» с использованием пакета программ ANSYS позволит достоверно прогнозировать получаемые результаты [1].

На первоначальном этапе создавалась геометрическая модель системы бассейна выдержки и РАО, состоящая из базовых геометрических примитивов. Далее задавался материал для каждого элемента системы. В качестве материала среды – бассейна была выбрана вода. Начальная температура воды бассейна принимается 300 К, начальная температура радиоактивных отходов принимается 500 К. Для исследования распределения температуры было выбрано три временных точки – при загрузке в начальный момент времени, через 1.5 года и через 3 года хранения РАО в бассейне выдержки. На рисунке 1 показано распределение температуры по системе на момент 3 лет хранения.

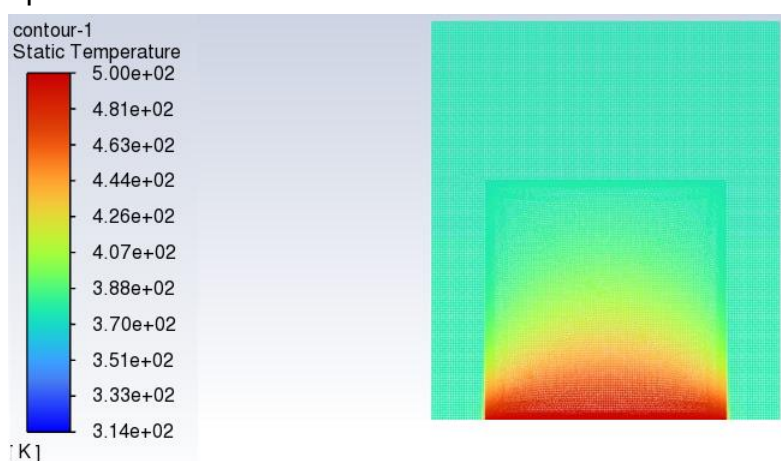


Рис. 1. Распределение температур в бассейне выдержки при 3 годах хранения

Как видно из рисунка, в процессе хранения контейнера с РАО происходит снижение ее температуры более чем на  $150^{\circ}\text{C}$  по истечении трех лет с момента первоначальной загрузке при описанном ранее режиме течения и начальной температуры водного теплоносителя бассейна выдержки.

Полученные данные позволяют оценить эффективность системы охлаждения бассейна выдержки.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Управление отходами: учебное пособие / А.Ф. Шиманский, Е.В. Зелинская, О.В. Мишинкина [и др.]. – Красноярск : СФУ, 2020. – 192 с.

### РАСЧЕТ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ ПРИ РАЗНОМ СООТНОШЕНИИ МАТЕРИАЛОВ

Ю.Г. Чепрасова, В.В. Шагалов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: cy011@tpu.ru

Одной из ключевых стадий переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) является процесс растворения, эффективность которого напрямую зависит от выбора оптимальных режимов и условий. Подбор таких параметров способствует максимальному переводу ядерных материалов в раствор и минимизации массы нерастворенного остатка, что повышает общую эффективность процесса [1]. Основная проблема при переработке ОЯТ заключается в обеспечении ядерной безопасности особенно в условиях высокой радиоактивности и тепловыделения [2]. Кроме того, необходимо учитывать радиационное воздействие на персонал и оборудование.

В работе проводится исследование оптимальных параметров работы аппарата для растворения ОЯТ, обеспечивающих соблюдение требований ядерной безопасности при различном соотношении раствора. Аппарат представляет собой агитатор периодического действия цилиндрической формы с выпуклым днищем, предназначенный для растворения ОЯТ в азотнокислой среде. Основной корпус аппарата выполнен из стали марки 12Х18Н10Т [3], обладающей высокой химической стойкостью в агрессивных средах и сохраняющей механическую прочность в условиях повышенных температур и радиационного воздействия. Конструктивной особенностью аппарата является система двойных перфорированных корзин, обеспечивающая многоступенчатое перемешивание и растворение ОЯТ.

В работе использовался программный комплекс Monte Carlo Universal (MCU) с базой ядерных констант ENDF для моделирования рассматриваемой системы [4].

Анализ зависимости  $K_{эфф}$  от концентрации азотной кислоты и содержания ОЯТ выявил оптимальные условия работы аппарата: использование 10 М раствора  $\text{HNO}_3$  при содержании топлива 15–20 %. Такие параметры обеспечивают баланс между эффективностью процесса и безопасностью, минимизируя риски критических ситуаций.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кудинов А.С. и др. Комплектация отработавшего ядерного топлива АМБ для переработки ПО «МАЯК» // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114, № 5. – С. 276-284.
2. Перетрухин В.Ф. и др. Физико-химическое поведение урана и технеция на некоторых новых этапах ядерного топливного цикла // Российский химический журнал (ЖРХО им. Д.И. Менделеева). – 2007. – Т. 51, № 6. – С. 12–24.
3. Павлов К.Ф., Романков П.Г., Носков А.А. Примеры и задачи по курсу процессов и аппаратов химической технологии : учебное пособие для ВУЗов под ред.чл.-корр. АН России П.Г. Романкова. – 12-е изд., стереотипное. Перепечатка с издания 10987 г. – М.: ООО ТИД "Альянс", 2005. – 576 с.
4. Отдел реперных расчетов ядерных реакторов: [Электронный ресурс]. – URL: <https://mcuproject.ru/racodes.html> (Дата обращения: 15.01.2025).

## CFD-МОДЕЛИРОВАНИЕ ТВС ИРТ-ЗМ С УЧЕТОМ НЕРАВНОМЕРНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

Д.В. Пасько, Н.В. Смольников, А.Г. Наймушин

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

E-mail: [dvp52@tpu.ru](mailto:dvp52@tpu.ru)

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т мощностью 6 МВт относится к установкам бассейного типа и предназначен для проведения многоцелевых исследований взаимодействия излучений с веществом в различных областях науки. Эксплуатация ИРТ-Т осуществляется в режиме частичных перегрузок топлива, при котором происходит выгрузка наиболее выгоревших ТВС. Стандартно на их место устанавливаются «свежие» сборки, что приводит к значительному перераспределению энерговыделения по всему объему активной зоны. Процесс может сопровождаться формированием участков с высокой неравномерностью энерговыделения, что, в свою очередь, обуславливает важность проведения теплогидравлических расчётов параметров новой загрузки реактора [1].

В настоящее время для обоснования теплогидравлических характеристик проектируемых и эксплуатируемых реакторных установок широко применяются специализированные расчетные коды, такие как ATHLET и ASTRA. Однако используемый в них подход основан на одномерном или двумерном представлении расчетной модели ТВС, что накладывает существенные ограничения на применимость данных кодов в условиях, когда необходимо учесть пространственную неравномерность распределения энерговыделения или геометрические «особенности» (скругления, выступы) исследуемого объекта, что влияет на конечный результат моделирования [2, 3].

Предлагается применение современных методов трёхмерного моделирования для повышения точности определения теплогидравлических характеристик с учетом пространственной неоднородности распределения энерговыделения гетерогенной модели ТВС на основе методов вычислительной гидродинамики (CFD) в программе SolidWorks с расширением Flow Simulation. Детализированный профиль

распределения энерговыделения по ТВС получен с помощью прецизионного программного комплекса MCU-PTR. Полученные данные затем были использованы в качестве входных для проведения теплогидравлического анализа.

В результате проведенного моделирования установлено, что учёт действительного пространственного профиля распределения энерговыделения оказывает существенное влияние на определение температурных режимов эксплуатации ТВС. Зафиксировано, что температура поверхности твэла возросла на 8 %, а плотность теплового потока – на 17 % по сравнению с расчётами по традиционным методикам.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Смольников Н.В., Аникин М.Н., Лебедев И.И. и др. Применение алгоритмов машинного обучения для прогнозирования неравномерности распределения энерговыделения в активной зоне исследовательского реактора ИРТ-Т. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2024. – № 5. – С. 32-50.
2. Taliev A.V. Upgraded ASTRA code for thermal analysis of research reactor fuel assemblies with tubular coaxial fuel rods. – Moscow : Kurchatov Institute, 2006. – 16 p.
3. Austregesilo H., Deitenbeck H., Langenfeld A., Scheuer J., Schöffel P. // ATHLET 3.1A Programmer's Manual. – 2017.

### **МОДЕЛИРОВАНИЕ ОСТАТОЧНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЙ ОТВС В БАССЕЙНЕ ВЫДЕРЖКИ**

И.Н. Теущаков, А.О. Семенов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: int5@tpu.ru

Одним из ключевых элементов инфраструктуры АЭС являются бассейны выдержки, предназначенные для временного хранения и охлаждения отработавших тепловыделяющих сборок. В связи с этим актуальной задачей является разработка математических и компьютерных моделей, позволяющих прогнозировать тепловые режимы в бассейнах выдержки при нормальной и аварийной эксплуатации.

Цель работы: разработка модели тепловых процессов, происходящих в бассейне выдержки ОТВС, с использованием программного комплекса SOLIDWORKS Flow Simulation.

В работе представлена трёхмерная модель участка бассейна с десятью ОТВС, окружёнными водой. Учитывались тепловыделение от ОТВС мощностью 1 кВт на сборку, начальная температура воды 20°C и атмосферное давление. Теплообмен через стенки и дно бассейна не учитывался в соответствии с принятыми допущениями.

В результате установлено, что система приходит в стационарное состояние, при котором средняя температура ОТВС составляет около 80°C, а температура воды в бассейне – 30 °С, что свидетельствует о безопасности хранения при условии работы системы охлаждения.

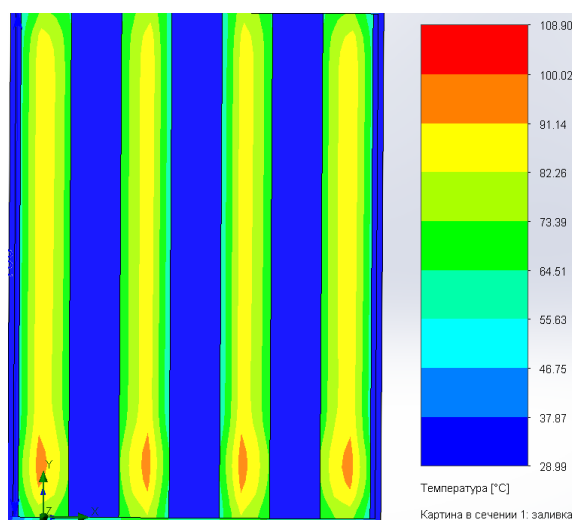


Рис. 1. Температурное распределение при достижении стационарного состояния

Проведённое исследование подтвердило возможность использования SOLIDWORKS Flow Simulation для моделирования тепловых процессов в бассейнах выдержки ОЯТ. Полученные результаты являются основой для дальнейшего анализа аварийных режимов, таких как отказ системы принудительной циркуляции. Разработанная модель может быть использована для обоснования безопасности эксплуатации бассейнов выдержки и оптимизации их параметров.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Хранение отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов / В.И. Калинин [и др.]. – СПб.: ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ», 2009. – С. 107.
2. Federovich, E.D. Technical issues of wet and dry storage facilities for spent nuclear fuel / E.D. Federovich, I. I. Poluzunov // Safety related issues of spent nuclear fuel storage. – Springer, 2007. – P. 189–208.

### НЕЙТРОНСТОП НА ОСНОВЕ ПОЛИМЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Р.Р. Зиганшин, М.М. Балачков, С.Ю. Гоголев, Е.Р. Казаков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: [rrz5@tpu.ru](mailto:rrz5@tpu.ru)

Без надёжного обеспечения радиационной безопасности невозможно стабильное функционирование и развитие атомной отрасли.

В связи с этим, для оценки защитных свойств от нейтронного излучения ряда полимерных материалов (резин разной степени вулканизации и полиэтилена низкого давления), произведено моделирование взаимодействия нейтронного излучения в пакете Monte-Carlo Universal.

В рамках работы создана геометрическая модель полиэтиленовой призмы, представляющей из себя куб с ребром 90 см, и задан Pu-Be источник ионизирующего излучения [1].

Оценка защитных свойств материалов произведена на основании полученной зависимости плотности потока нейтронного излучения от толщины защитного экрана из определенного материала.

На рис. 1 показаны 4 графика зависимости плотностей потока от толщины защиты разных материалов для разных энергетических групп нейтронов.

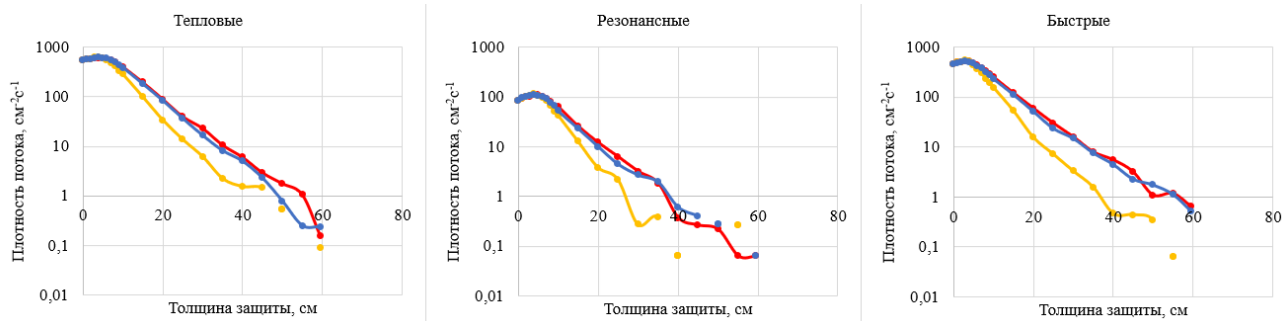


Рис. 1. Сравнение плотностей потока для разных энергетических диапазонов для трех материалов: каучук (красный), эбонит (желтый) и ПНД (синий)

В результате проделанной работы определено, что наименее эффективным защитным материалом является каучук, что связано с низкой ядерной концентрацией водорода. Наилучшими защитными свойствами обладает эбонит.

Полученные результаты имеют практическую значимость для оптимизации защиты персонала при работе с источниками нейтронного излучения, позволяя выбрать наиболее эффективные материалы с учетом конкретных условий применения.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Долгополов С.Ю. Определение нейтронно-физических свойств замедляющих сред: методические рекомендации к лабораторным работам / С.Ю. Долгополов, В.Н. Нестеров, Ю.Б. Чертков – Томск: Изд-во ТПУ, 2008. – 88 с. – ISBN 5-98298-298-0.

### ИССЛЕДОВАНИЕ ПРИРАЩЕНИЯ ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ ПРИ ВРАЩЕНИИ ТВС НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т

М.А. Яковлев, Н.В. Смольников

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: may8@tpu.ru

Исследовательский реактор ИРТ-Т – ядерная установка, используемая для выполнения широкого спектра экспериментов. Из-за небольших размеров активной зоны реактора ИРТ-Т и, следовательно, большой неравномерности потока нейтронов перспективным направлением увеличения длительности кампании реактора является вращение ТВС вокруг продольной оси на определенный угол. В результате такого вращения, предположительно, достигается выравнивание выгорания ядерного топлива и увеличение запаса реактивности.

В рамках работы была поставлена задача оценки приращения запаса реактивности реактора ИРТ-Т за счет вращения ТВС вокруг продольной оси. Для расчетов была использована программа MCU-PTR.

На основе модернизированной модели активной зоны реактора ИРТ-Т было проведено расчетное определение неравномерности выгорания топлива для каждой из ТВС, произведена выборка наиболее неравномерно выгорающих ТВС и оценка приращения запаса реактивности при их вращении.

По результатам проведенных расчетов можно утверждать о приращении запаса реактивности при вращении отдельных наиболее неравномерно выгорающих ТВС, которое достигает 0,05  $\beta_{эфф}$  при среднем выгорании топлива в ТВС от 30 до 50 %.

## **НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕАКТОРА БН-800 И ЕГО МОДИФИКАЦИИ**

Д.А. Грязнов, В.В. Кнышев

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

E-mail: [daq32@tpu.ru](mailto:daq32@tpu.ru)

Ядерная энергетика играет ключевую роль в обеспечении глобальной энергетической безопасности, а также в решении экологических проблем. Одним из перспективных направлений развития атомной энергетики является использование смешанного оксидного топлива (МОХ-топлива). Его применение представляет особый интерес в реакторах на быстрых нейтронах, таких как БН-800, который является важным звеном в развитии замкнутого ядерного топливного цикла. Этот реактор демонстрирует высокую эффективность использования плутония и способствует решению проблемы накопления отработанного ядерного топлива [1].

В рамках работы было представлено сравнение топливной компании реакторной установки БН-800 с использованием МОХ-топлива оружейного и генерированного типов, при применении прецизионной программы MCU [2], а также влияние модификаций ТВС с генерированным МОХ-топливом на время работы реактора.

В работе была смоделирована активная зона реактора БН-800 [3] и произведен расчёт для разного типа топлива. Компания МОХ-топлива на основе оружейного и генерированного плутония составила 1200 эф. суток и 1000 эф. суток соответственно.

Для увеличения топливной компании реактора с использованием МОХ-топлива с генерированным плутонием была проведена модификация, которая включает замену 30 ТВЭЛов в ТВС с увеличенным радиусом топливных таблеток на 0,2 мм и увеличение обогащения плутония в каждой зоне на 3%. В результате компания топлива составила около 1200 эф. суток.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пивоваров В.А. Новой технологической платформе – новые ядерные реакторы // Бюллетень по Атомной энергии. – 2008. – №2. – С. 34-39.
2. Гуревич М.И., Шкаровский Д.А. Расчет переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCSU. Учебное пособие. – М.: Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2012. – 154 с.
3. Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяков С.А., Ташлыков, О.Л., Титов Г.П. Тучков, Щеклеин С.Е. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. – Екатеринбург: «УРФУ», 2013 329-352

## ТЕПЛОТВОД СИСТЕМЫ СПОТ АЭС РЕАКТОРА ВВЭР ПРИ РАЗЛИЧНЫХ ПАРАМЕТРАХ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Р.А. Волков, А.О. Семенов

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

E-mail: rav9@tpu.ru

В новых энергоблоках отечественных АЭС поколения 3+, вводятся пассивные системы безопасности, работоспособность которых не зависит от источников внешнего электроснабжения и соответственно электроснабжения собственных нужд. Таковой безусловно является и СПОТ – система пассивного отвода тепла АЭС.

Важной задачей является подбор оптимальных материалов узлов системы СПОТ (бак аварийного расхолаживания, теплообменник СПОТ) при которых достигаются приемлемые показатели мощности отвода тепла. Поэтому целью работы являлось исследование влияния материального состава СПОТ на теплоотвод при различных температурах окружающей среды.

Для проведения исследования использовалась модель системы СПОТ, созданная в программном комплексе ЛОГОС [1]. С использованием данной модели определялись температурные режимы системы СПОТ при различных температурах окружающей среды и при различном материальном составе узлов системы. Расчет мощности теплоотвода системы СПОТ проводился согласно методике, разработанной в работе [1].

Мощности отвода тепла составили: БАОТ (12Х18Н10Т), ТО СПОТ (углеродистая сталь тип 20) – 8,81 МВт; БАОТ (018Х18Н10Т), ТО СПОТ (12Х1МФ) – 8,79 МВт; БАОТ (018Х18Н10Т), ТО СПОТ (АД1) – 8,42 МВт; БАОТ (12Х18Н10Т), ТО СПОТ (ХН65КМВЮТЛ) – 9,05 МВт.

Выполненный расчет позволяет сделать важный вывод. Для получения оптимальных показателей мощностей отвода тепла требуется материал, имеющий малое значение теплоемкости (400–600 Дж/К) и не высокий показатель теплопроводности.

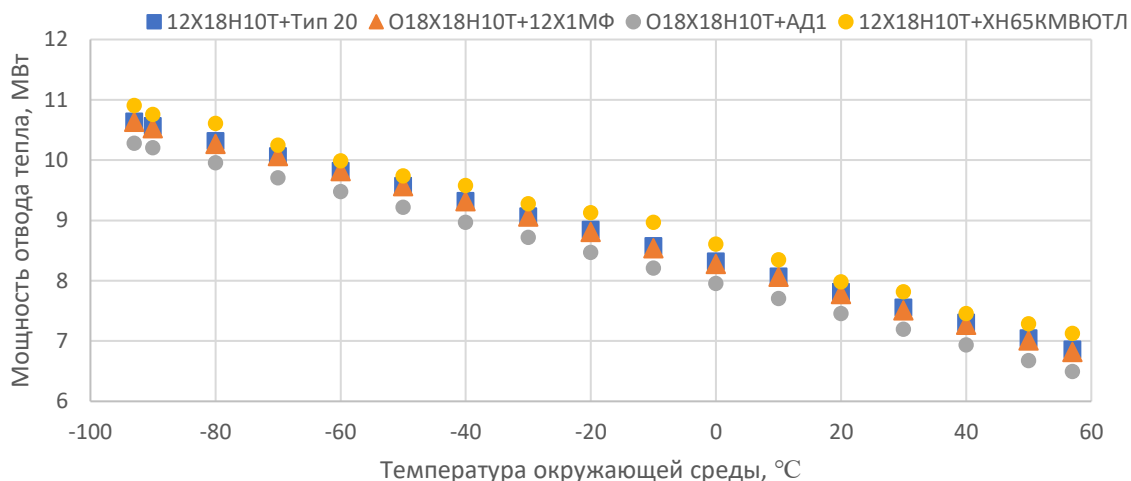


Рис. 1. Зависимость мощности отвода тепла от температуры окружающей среды

В рамках модели подбор оптимального материального состава позволяет повысить теплоотвод почти на 3 %.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Волков, Р. А., Семенов, А. О. Разработка модели системы пассивного отвода тепла в программном комплексе ЛОГОС // Интеллектуальная энергетика. – Томск: ТПУ, 2024. – С. 195–199.

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОВЫХ РЕЖИМОВ ПРИ НАРАБОТКЕ ФОСФОРА-32

З.В. Воронцов, А.Г. Наймушин, Н.В. Смольников

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

E-mail: zvv2@tpu.ru

На базе исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т ТПУ проводятся исследования по наработке изотопа фосфора-32, который используется для диагностики и лечения рака. Так как фосфор-32 является бета-излучателем, его передвижение по организму можно отследить с помощью томографии. Получение фосфора-32 происходит путем облучения нейтронами природного изотопа серы-32 по схеме  $^{32}\text{S} (n, p) \rightarrow ^{32}\text{P}$ .

Однако при проведении эксперимента по облучению мишени из серы наработанный фосфор скапливается на стенках. Из-за данного поведения образца неизвестно какие процессы происходят в ампуле для облучения, какие температуры достигаются при облучении.

В результате данной работы было посчитано энерговыделение в образце из серы массой 5 г в программном комплексе MCU PTR, которое составило 13,5 Вт. Далее был произведен расчет максимальной температуры серы при облучении в программном комплексе SolidWorks.

В результате данных расчетов было выявлено что небольшая часть серы, а именно сфера радиусом 3 мм нагревается больше данной температуры. Исходя из

этого в процессе облучения сера, находящаяся на расстоянии 0,7 мм от стенок ампулы, остается в твердом состоянии, остальная сера находится в жидком состоянии. Сфера радиусом 3 мм в центре жидкой серы сильно нагревается, что начинает закипать и испаряться. Испаряясь, газообразная сера поднимается вверх по колбе, перемешиваясь с воздухом. При касании газообразной серы со стенками ампулы, которые имеют температуру 43 °С, сера конденсируется и стекает вниз к остальной сере и так по кругу.

При облучении серы нарабатывается изотоп фосфора-32, который имеет температуру плавления 44 °С и температуру кипения 280 °С. При извлечении ампулы ее подвешивают в канале за пределами активной зоны для уменьшения температуры образца и уменьшения активности образца. При этом энерговыделение в сере прекращается, и она остывает. При этом сначала вся газообразная сера конденсируется и стекает на дно ампулы. С дальнейшим охлаждением ампулы в газообразном состоянии остается только фосфор-32. При достижении температуры в 280 °С фосфор-32 начинает конденсироваться и из-за того, что он нарабатывается в небольшом количестве, осаждается на стенках и на них же кристаллизуется. При дальнейшем охлаждении ампулы вся жидкая сера кристаллизуется на дне ампулы.

Данный режим облучения серы положительно влияет на результат облучения из-за упрощения дальнейшего обращения с фосфором-32.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Системы и элементы исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. Практикум: учебно-методическое пособие / А.Г. Наймушин, А.Е. Овсенёв, М.Н. Аникин; Томский политехнический университет. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2024. – 89 с.

## **ИЗМЕНЕНИЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ ПРИ РЕЦИРКУЛЯЦИИ МОКС-ТОПЛИВА В ХОДЕ ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНЫХ ТОПЛИВНЫХ КАМПАНИЙ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ**

В.Н. Филонов, В.Н. Нестеров

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

E-mail: vnf3@tpu.ru

Основной задачей реакторных установок на быстрых нейтронах является замыкание ядерного топливного цикла. В случае однокомпонентного замкнутого ядерного цикла быстрый реактор обеспечивает себя топливом за счет повышенного воспроизводства ( $K_B > 1$ ) делящихся нуклидов.

МОКС-топливо является одним из основных видов топлива, которое может использоваться на реакторах типа БН [1, 2]. Для первичной кампании реактора БН-1200 взят изотопный состав плутония в МОКС-топливе, соответствующий изотопному составу уранового ОЯТ реактора типа PWR/ВВЭР:

$^{238}\text{Pu} / ^{239}\text{Pu} / ^{240}\text{Pu} / ^{241}\text{Pu} / ^{242}\text{Pu} = 2,50/ 57,60/ 21,70/ 12,50/ 5,70 \%$  [3]. Начальный запас реактивности составляет 5,46 %.

В работе проведен расчет пяти последовательных топливных кампаний реактора, МОКС-топливо каждой последующей кампании получено при смешении плутония, образовавшегося в зонах воспроизводства и невыгоревшего плутония из активной зоны реактора. На момент пятой кампании изотопный состав приближается к равновесному:  $^{238}\text{Pu} / ^{239}\text{Pu} / ^{240}\text{Pu} / ^{241}\text{Pu} / ^{242}\text{Pu} = 0,41/ 69,60/ 24,15/ 3,09/ 2,76 \%$ . Запас реактивности на начало пятой кампании составляет 3,13 %, длительность топливной кампании уменьшается с 1300 до 1175 эф. сут. Глубина выгорания уменьшается с 88 до 79 МВт·сут/кг, степень выгорания топлива уменьшается с 15 до 14 %.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Belov S. Specific features of BN-1200 core in case of use of nitride or MOX fuel // Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development: Book of Abstracts, Ekaterinburg, 26–29 June 2017. – Ekaterinburg: State Atomic Energy Agency Corporation "Rosatom", 2017. – P. 333.
2. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора / В.М. Поплавский, А.М. Цибуля, Ю.С. Хомяков [и др.]. // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108, № 4. – С. 206-211.
3. Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А. Возможность облагораживания плутония в БН-800 / Д.А. Клинов, А.В. Гулевич, В.А. Елисеев [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – № 2. – С. 15-21.

### ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА «ЛОГОС» ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ УЗЛОВ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

Е.В. Коренной, М.С. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: un1ve@tpu.ru

В настоящее время приоритетным направлением атомной отрасли является внедрение в эксплуатацию и развитие ядерных реакторов четвертого поколения, подразумевающих использование тяжелого жидкометаллического теплоносителя. Одной из ключевых задач является теплофизический контроль узлов реакторной установки.

В рамках данной работы, на основании докладов МАГАТЭ [1] была создана модель проточной части главного циркуляционного насоса для реактора с жидкометаллическим теплоносителем в виде свинца. Модель состоит из двух частей (1): корпус насоса, бетонный слой, и аргоновая прослойка между ними; (2) корпус оси насоса, аргоновая прослойка, ось насоса и сферический обтекатель. Исследование проводилось на основе компьютерного моделирования и предварительного расчета параметров свинцового теплоносителя в программных пакетах «SOLIDWORKS» и «ЛОГОС Тепло».

Проведены расчеты теплофизических параметров (теплогидравлические параметры жидкого свинца, аргона, изменения геометрии установки при нагреве) при первичном протекании теплоносителя в обоих программных пакетах с целью кросс-верификации результатов.

В результате исследования была создана теплофизическая модель проточной части насосной установки, показавшая согласование численных расчетов и результатов моделирования в программных пакетах с максимальной погрешностью 6,13 %.

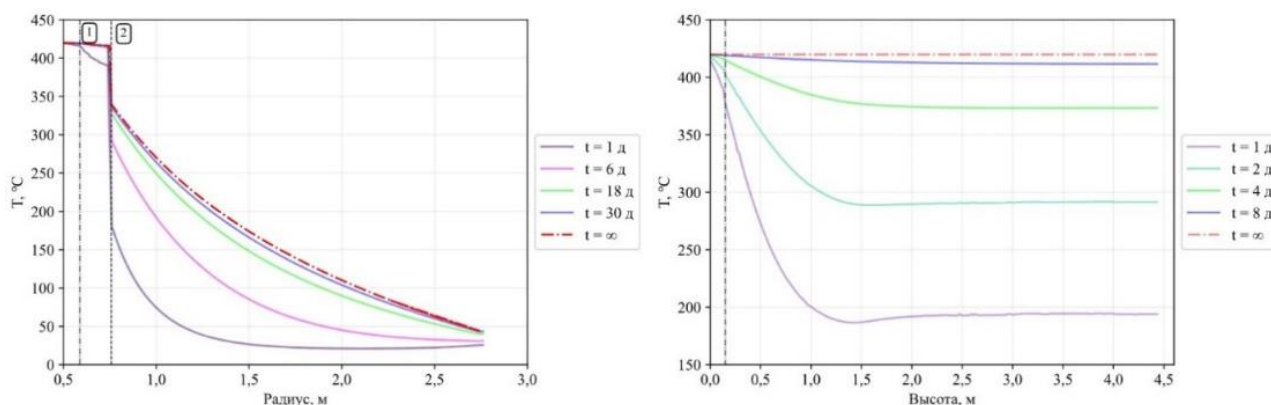


Рис. 1. (слева) Радиальные температурные распределения корпуса насоса и бетонного слоя, (1) граница раздела теплоносителя и корпуса насоса, (2) расположение аргоновой прослойки, (справа) аксиальные температурные распределения для сферического обтекателя и оси насоса, черная пунктирная линия – граница раздела сферического обтекателя и оси насоса

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ). Быстрые реакторы с свинцовым теплоносителем: демонстратор ALFRED и проект ELFR / Alemnberti A., Frogheri M., Mansani L. – Вена: МАГАТЭ, 2013. – 15 с. – Режим доступа: <https://inis.iaea.org/records/eskm0-k8h53> - 3.08.25.

### МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ХАРАКТЕРИСТИК ПОТОКОВ ГРАФИТОВЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК

А.О. Павлюк<sup>1,2</sup>, С.Г. Котляревский<sup>2</sup>, Р.И. Кан<sup>2</sup>, Е.В. Беспала<sup>2</sup>,  
А.С. Котляревская<sup>1</sup>, Е.П. Зеленецкая<sup>1</sup>

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

<sup>2</sup>АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых  
ядерных реакторов»

Россия, г. Северск, Автодорога, 13, 636000

E-mail: Pavlyuk17@tpu.ru

В процессе эксплуатации уран-графитовых реакторов типа РБМК образуются графитовые радиоактивные отходы (РАО), которые предварительно условно можно разделить на следующие потоки (рис. 1): графитовая крошка, образовавшаяся от расточки (калибровки) ячеек или работ по восстановлению ресурсных характеристик

(ВРХ) графитовых кладок РБМК-1000; сменные графитовые элементы (кольца, втулки и вытеснители); аварийный графит, образовавшийся в результате работ по ликвидации инцидентов ТВЭЛ. Следует также учесть, что графитовые РАО будут образовываться и при работах, связанных с демонтажем кладки реактора в процессе вывода его из эксплуатации, форма которых будет зависеть от варианта демонтажа.

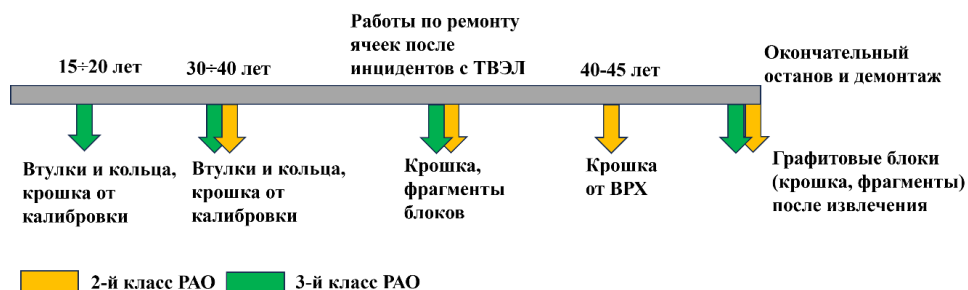


Рис. 1. Принципиальная схема образования потоков графитовых РАО на РБМК

Потоки различаются по форме, радионуклидному составу и удельной активности, что влияет на отнесение РАО к определенному классу РАО, в соответствии требованиями законодательства РФ (Постановление Правительства №1929 от 29.10.2022) и, следовательно, на организацию эффективной системы обращения с ними, включая виды переработки, выбор контейнера и возможного способа захоронения. Сменные графитовые элементы составляют, к настоящему времени, основной объем графитовых РАО, которые образуются с периодичностью в 15-20 лет на протяжении всего периода эксплуатации РБМК. Начиная с 2013 г., значимым потоком РАО становится графитовая крошка, образующаяся в результате работ по ВРХ кладок РБМК Ленинградской и Курской АЭС.

В настоящее время для детального анализа характеристик потоков специалистами АО «ОДЦ УГР» и НИ ТПУ, совместно со специализированными организациями ИФХЭ РАН им. А.Н. Фрумкина и АО «ВНИИАЭС» разрабатываются методические и технические подходы, включающие пробоотборные устройства (Пат. 2 842 864 РФ), измерительные комплексы и расчетно-экспериментальные методы, которые планируется применить для определения характеристик уже накопленных графитовых РАО и их потоков на Ленинградской АЭС.

## ИССЛЕДОВАНИЕ РАСЧЁТНЫХ МОДЕЛЕЙ СНУП-ТОПЛИВА В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ ЕВКЛИД/Е1.0

А.В. Масленникова, А.А. Фомин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: avm129@tpu.ru

Интегральный код ЕВКЛИД/Е1.0 разработан в рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «ПРОРЫВ» [1] и обеспечивает возможность расчёта нейтронно-физических характеристик активной зоны, теплогидравлических

параметров РУ и процессов, протекающих в твэлах реакторов на быстрых нейтронах с нитридным топливом. Возможности интегрального расчета позволяют создать модель, наиболее приближенную к реальным объектам, которая учитывает нейтронно-физические и теплогидравлические явления. Программный комплекс ЕВКЛИД/Е1.0 имеет удобный интерфейс, где есть интегрированные картограммы реакторов с ЖМТ и строки для введения расчётных параметров. Уникальная особенность интегрального кода ЕВКЛИД/Е1.0 – графическая оболочка SMART для визуализации полученных результатов.

Цель работы – нейтронно-физический расчёт упрощенной модели реактора со свинцовым теплоносителем на СНУП-топливе в программном комплексе ЕВКЛИД/Е1.0.

Разработана модель реактора на СНУП-топливе со свинцовым теплоносителем с выведенными стержнями СУЗ и проведен стационарный расчет. Получен коэффициент размножения нейтронов равный  $K_{eff} = 1,014$ , рассчитан запас реактивности  $\rho = 0,01$ . Такие значения параметров обеспечивают безопасную работу реактора. Получены графики распределения тепловыделения и плотности нейтронного потока в активной зоне реактора. Максимальное значение тепловыделения  $5 \cdot 10^6$  Вт, максимальная плотность потока нейтронов  $\sim 3 \cdot 10^{19}$  част./м<sup>2</sup>·с достигаются в центре активной зоны. Такое распределение соответствует синусоиде и согласуются с физическими законами.

Рассмотрен коэффициент неравномерности тепловыделения. Для ТВС с СУЗ коэффициент составил  $\sim 1,4$ , для рабочих ТВС коэффициент равняется  $\sim 1,2$ . Устройства СУЗ предназначены для регулирования поля нейтронного потока в активной зоне реактора. Перемещение в зоне регулирующих стержней создаёт неравномерность распределения нейтронного потока, которая отражается в коэффициенте неравномерности.

Проведённый нейтронно-физический расчёт модели реактора со свинцовым теплоносителем согласуется с теоретическим обоснованием работы реактора [2] и доказывает безопасность работы реактора на СНУП-топливе.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Вабищевич Н.П. и др. Динамический интегральный универсальный расчётных код для анализа и обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Учебная версия 1.0. ЕВКЛИД/Е1.0 : учебное пособие. – М.: ИБРАЭ РАН, 2019. – 108 с.
2. Саркисов А.А., Пучков В.Н. Нейтронно-физические процессы в быстрых реакторах с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями. – М.: ИБРАЭ РАН, 2011. – 168 с.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕЧИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ИЗ ТРУБОПРОВОДА АЭС В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ SOLIDWORKS

Р.А. Волков, А.О. Семенов

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

E-mail: rav9@tpu.ru

В современных проектах АЭС особое внимание уделяется обеспечению безопасности и надежности систем в условиях нештатных ситуаций. Особую актуальность при эксплуатации АЭС составляет проблема течей теплоносителя, способных привести к снижению давления, перегреву активной зоны и выходу радиоактивных веществ в окружающую среду.

В связи с чем целью работы являлось моделирование течи теплоносителя из трубопровода АЭС в программном комплексе SolidWorks.

В данной работе рассматривались течи с различным диаметром условного прохода: малые течи с диаметром условного прохода до 100 миллиметров и крупные разрывы трубопроводов с диаметром условного прохода свыше 100 миллиметров.

На первоначальном этапе работы была построена геометрическая модель трубопровода с отверстием, имитирующем поврежденный участок.



Рис. 1. Итоговый вид модели в разрезе

Далее с использованием функционала Solidworks Flow Simulation были получены поля температур и скоростей, визуализирующие распространение теплоносителя в теплоизоляционном слое.

Установлено, что при больших диаметрах отверстия течи наблюдается инерционный выброс теплоносителя в начальный момент времени под действием остаточного давления в системе. Характер течи при больших диаметрах – струйный.

Также были определены расход и время вытекания теплоносителя при различных отверстиях течи. Чем больше диаметр течи, тем быстрее вытекает теплоноситель и тем меньше времени у персонала станции на локализацию аварии.

Полученные данные позволяют прогнозировать развитие аварийных ситуаций и оценивать эффективность систем локализации течей.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Белозеров В.И. Физика и эксплуатационные режимы ВВЭР-1000. – М.: МИФИ, 2014. – 288 с.
2. Бояджиев А.И. Анализ аварии с разрывом главного циркуляционного трубопровода ВВЭР-1000 // Атомная энергия. – 1984. – Т. 56, № 4. – С. 232-233.
3. Альбицкая Е.С. Анализ опыта эксплуатации АЭС: трещины и течи 1-го контура // Атомная техника за рубежом. – 2017. – Т. 4, № 1. – С. 17-29.
4. Киселев В.А. Применение концепции течь перед разрушением при анализе безопасности АЭС // Атомная энергия. – 1993. – Т. 75, № 6. – С. 426-430.

## ПРОБЛЕМЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ЖЕНЩИН РЕПРОДУКТИВНОГО ВОЗРАСТА

М.М. Балачков, Е.А. Юрченко

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

E-mail: eam33@tpu.ru

На большинстве предприятий, эксплуатирующих источники ионизирующего излучения, основным методом индивидуального дозиметрического контроля является термолюминесцентная дозиметрия. Термолюминесцентные дозиметры (ТЛД) являются накопительными и предполагают использование на длительный промежуток времени, имеют нижний порог регистрации порядка 100 мкЗв. Согласно НРБ-99/2009 [1, с. 5] для женщин репродуктивного возраста является обязательным контроль эквивалентной дозы внешнего облучения на нижней части живота за месяц. Некоторые современные предприятия характеризуются настолько высоким уровнем радиационной безопасности, что накопленная эквивалентная доза на нижней части живота за месяц может оказаться меньше или близка к порогу регистрации. В данной работе рассмотрен эффект «наброса дозы» (завышенные результаты измерения индивидуальных эквивалентов доз) при использовании ТЛД на короткий срок (один месяц) в условиях облучения малыми дозами на примере двух термолюминесцентных систем: Harshaw и ДОЗА-ТЛД.

В процессе эксперимента отмечено, что набранная доза для дозиметров типа 0110 Harshaw превышает значения, определённые с помощью БДКГ-05 за один месяц (табл. 1). Выявлено, что измерения дозиметров сразу после процедуры отжига дают не нулевой результат, а составляют порядка 0,1 мЗв. Проведены эксперименты по многократному отжигу детекторов, которые показали, что пятикратный отжиг одного детектора приводит к незначительному уменьшению набранной дозы (с 182 до 127 мкЗв). Выдвинуто предположение, что «наброс дозы» можно связать со считыванием информации не только из информационного пика, отсутствующего у дозиметров со временем между отжигами не более месяца, а также из «хвоста» (крайние правые значения на кривой свечения).

Для дозиметров ДВГН-01 выявлено, что в трети случаях накопленная доза от нейтронного излучения на 2 порядка превышает таковую измеренную с помощью БДКН-03. Для гамма-квантов накопленная доза отличается в 2 раза, что можно объяснить дизайном эксперимента: БДКГ-03 лежал вплотную к фантому, что приводит к 2π, а не 4π геометрии.

Таблица. 1. Результаты измерений накопленной дозы, мкЗв

Harshaw 0110				БДКГ-05		
0 сут	30 сут	61 сут	92 сут	30 сут	61 сут	92 сут
110±100	220±60	310±100	430±140	136±27	280±50	420±80

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нормы радиационной безопасности: (СанПиН 2.6.1.2523-09) официальное издание: утверждены главным государственным санитарным врачом Российской Федерации от 07.07.2009: введены в действие 1 сентября 2009 – Москва, 84 с. – (Нормы радиационной безопасности) – Текст: непосредственный.

## ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ ЕСТЕСТВЕННЫМИ РАДИОНУКЛИДАМИ НА ТЕРРИТОРИИ Г. НОВОСИБИРСКА

Н.А. Барило<sup>1</sup>, А.Д. Карпов<sup>2</sup>, В.В. Кнышев<sup>1</sup>

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

<sup>2</sup>Всероссийский научно-исследовательский институт лесоводства и механизации  
лесного хозяйства,

Россия, г. Пушкино, ул. Институтская, 15, 141200

E-mail: [20503vpo@gmail.com](mailto:20503vpo@gmail.com)

В настоящее время естественные радионуклиды, такие как изотопы урана и тория, извлеченные из недр земли, являются значимыми источниками радиационного загрязнения окружающей среды. На территории Российской Федерации одними из основных источников поступления изотопов урана в окружающую среду выступают предприятия по добыче урановых руд (в основном открытым способом), а также предприятия переработки и производства ядерного топлива [1, 2]. Имеющиеся на территории страны объекты такого типа образованы во второй половине 20 века, многие из которых на сегодняшний день давно уже выведены из эксплуатации.

Целью данной работы было оценить уровень радиационного загрязнения природных ландшафтов на территории города Новосибирска и его окрестностях, а именно: провести измерения мощности дозы на территории исследуемых объектов, определить радионуклидный состав и концентрацию радионуклидов в отобранных образцах почв, растительности, грибов и воды.

Для измерения МАЭД и поисковой гамма съемки использовались дозиметр–радиометр МКС–01СА1М, дозиметр–радиометр RadiaCode–101 и радиометр СРП–68–01. В ходе поисковой гамма–съемки были обнаружены превышения радиационного фона, после чего на исследуемых участках были проведены мероприятия по отбору проб почв, растительности, грибов и воды (при наличии открытых водоемов).

Содержание радионуклидов определялось в лаборатории радиационного контроля (ФБУ ВНИИЛМ, г. Пушкино) с использованием гамма–спектрометрического комплекса на основе полупроводникового HPGe-детектора (BSI, Латвия) и ПО SpectraLineBG (ЛСРМ, Россия). В результате полевых работ было отобрано 50 проб почв, 15 проб растительности и 6 проб грибов. В пробах почвы установлено повышенное содержание радионуклидов, принадлежащих к ДПР <sup>238</sup>U. Удельная

активность радия  $^{226}\text{Ra}$  в почвах варьируется от 64 до 15000 Бк/кг, при среднем значении по всем пробам почв 2940 Бк/кг.

На основе полученных данных установлено, что на загрязненных участках наблюдается миграция радия из почв в грибы, древесные растения основного яруса и подлеска. Помимо почв, радиационному загрязнению подвержен открытый водоем – р. Пашенка. На дне водоема ниже по течению выявлены удельные активности радия более 1 кБк/кг.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Титов А.В. и др. Радиационная обстановка на территории площадки уранового наследия в пади Бамбакай (Забайкальский край) // Радиационная гигиена. – 2022. – Т. 15. – С. 72–81.
2. Манахов Д.В. и др. Формы нахождения радия-226 в подзолах северо-востока острова Сахалин в зоне влияния нефтедобывающего предприятия // Почвоведение. – 2014. – № 6. – С. 744–749.

### ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ТУК ДЛЯ ПЕРЕВОЗКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

С.Р. Мерасат

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

E-mail: [srm7@tpu.ru](mailto:srm7@tpu.ru)

Развитие атомной энергетики нового поколения требует повышенного внимания к вопросам радиационной безопасности, особенно при транспортировке и хранении ядерного топлива. Для этой цели применяются транспортно-упаковочные комплекты (ТУК), обеспечивающие защиту персонала и окружающей среды от ионизирующего излучения [1, 2]. В данной работе рассмотрен ТУК-137Т, предназначенный для эксплуатации с реакторами на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем. Цель исследования заключалась в расчёте дозовых характеристик ТУК с использованием программного комплекса PHITS, основанного на методе Монте-Карло [3].

Была построена модель ТУК с учётом конструкционных материалов (сталь 12Х18Н10Т, свинец, борированный полиэтилен, теплоизоляция euro-МБОР-13-Ф), а также реализован эквивалент биологической ткани для анализа воздействия излучения на человека. Расчёты проведены для свежего и выгоревшего топлива с оценкой мощности дозы на различных расстояниях от контейнера.

Результаты показали, что при хранении свежего топлива мощность дозы на расстоянии 0,1 м от поверхности составила 9,44 мкЗв/ч, а для выгоревшего топлива – 9,91 мкЗв/ч. На расстоянии 1 м значения снизились до 2,16 и 2,57 мкЗв/ч соответственно. Все полученные результаты не превышают предельное значение 10 мкЗв/ч, установленное действующими нормативами [4–6]. Это подтверждает высокую эффективность биологической защиты ТУК-137Т и его соответствие требованиям радиационной безопасности.

Таким образом, выполненные расчёты показывают, подтвердили надёжность и эффективность транспортно-упаковочного комплекта, что вносит вклад в развитие

технологий обеспечения безопасности при обращении с ядерным топливом. Созданную модель можно использовать при проектировании аналогичных транспортных систем.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Руководство по эксплуатации транспортно-упаковочных комплектов. – М.: Госатомнадзор РФ, 2020.
2. IAEA Safety Standards Series No. SSR-6. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. Vienna: IAEA, 2018.
3. PHITS Manual, Version 3.24. Japan Atomic Energy Agency, 2019.
4. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009.
5. ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. – М.: Минздравсоцразвития РФ, 2010.
6. СанПин 2.6.1.2523-09. Гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности. – М., 2010.

### ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ КОРРОЗИЙНЫХ ОТЛОЖЕНИЙ НА ТЕПЛОБМЕННЫЕ ПРОЦЕССЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БРЕСТ-ОД-300 В ПО «ЛОГОС-ТЕПЛО»

С.В. Павлов, А.О. Семенов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050  
E-mail: svp36@tpu.ru

Эксплуатация ядерных реакторных установок требует контроля параметров, обеспечивающих безопасность. Одним из критических процессов является коррозия внутренних и внешних поверхностей трубопроводов, контактирующих с теплоносителем. Продукты коррозии, откладываясь на стенках труб, формируют локальные утолщения, что может влиять на теплообмен между контурами и снижать тепловой КПД установки. Целью работы является моделирование влияния коррозионных отложений на теплообмен в реакторе БРЕСТ-ОД-300 с последующей оценкой изменения эффективности теплообмена.

В результате коррозии формируется двухслойная оксидная пленка, состоящая из магнетита ( $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ) и хромистой шпинели ( $\text{FeCr}_2\text{O}_4$ ). Состав и толщина пленки зависят от температуры: при 500–550 °С преобладает магнетит, при 580–620 °С — шпинель (рис. 1). Рост пленки ухудшает прочность труб и изменяет температурные поля.

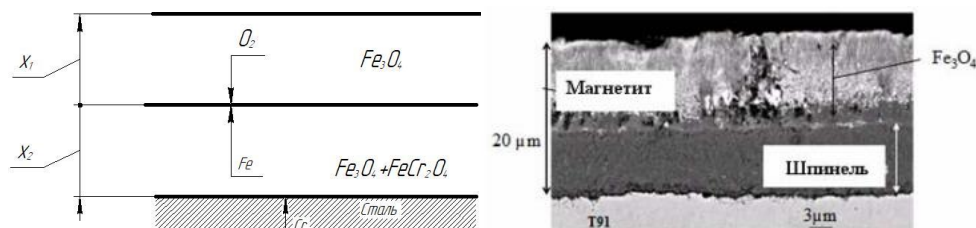


Рис. 1. Условная схема двухслойной пленки на стали в свинце и фотография пленки на поверхности артезитной стали

Для моделирования влияния отложений на теплообмен использовалось ПО «ЛОГОС-Тепло». Модель включала три элемента: теплоноситель, коррозионный слой и стенку трубы. Были приняты допущения: равномерное распределение отложений, отсутствие начального коррозионного слоя, постоянные теплофизические свойства. Исследовались стали 10X15H9C3Б1 и 10X9H9СМФБ

Результаты моделирования для трубы первого контура (диаметр 180 мм, толщина стенки 1 мм, температура теплоносителя 480 °С) показали, что наличие коррозионного слоя (образовавшегося за 60 лет эксплуатации) приводит к изменению температуры внешней поверхности трубы на 0,31 % для стали 10X15H9C3Б1 и на 0,27 % для стали 10X9H9СМФБ.

Проведенное исследование показало, что коррозионные отложения не оказывают значительного влияния на теплообменные процессы в реакторной установке БРЕСТ-ОД-300. Полученные данные подтверждают возможность длительной и безопасной эксплуатации реактора в течение проектного срока службы.

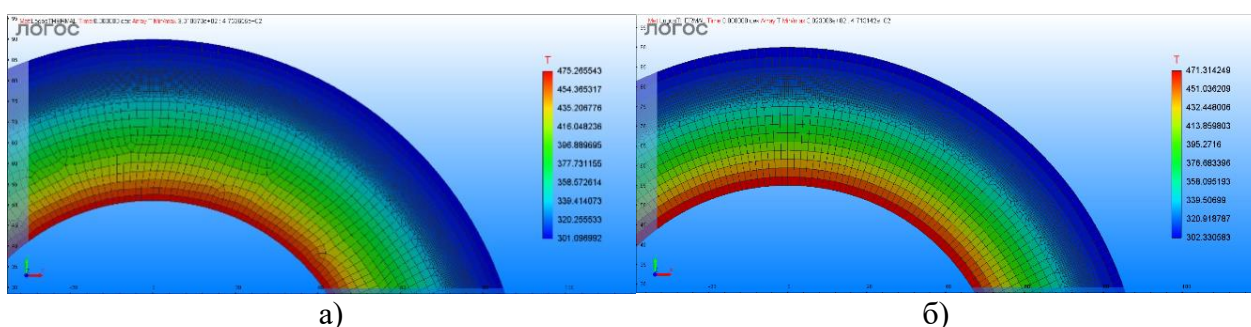


Рис. 2. Распределение температуры по толщине трубы первого контура в при формировании коррозионного слоя за 60 лет на сталях 10X15H9C3Б1 (а) и 10X9H9СМФБ (б)

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Атомная энергетика. Реакторы на быстрых нейтронах. БРЕСТ-ОД-300 // АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»: официальный сайт. – Обнинск. – 2004–2025. – URL: <https://www.ippe.ru/nuclear-power/fast-neutron-reactors/120-brest-300-nuclear-reactor> (дата обращения: 22.08.2025)
2. Алексеев В.В., Варсеев Е.В., Орлова Е.А. Расчетная модель процесса образования двухслойного оксидного покрытия на поверхности стали в свинцовом теплоносителе / В.В. Алексеев, Е.В. Варсеев, Е.А. Орлова [Текст] // 4-2. – Томск: ТГУ Известия вузов. Физика, 2013. — С. 79-86.
3. Бозин С.Н. Исследование конструкционных материалов для реактора со свинцовым теплоносителем / С.Н. Бозин, Б.С. Родченков, А.Д. Каштанов [и др.] // Атомная энергия. – 2012. – Т.113, вып. 5. – С. 245–304. – URL: [https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya\\_t113-5\\_2012/p257/](https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t113-5_2012/p257/) (дата обращения: 22.08.2025).
4. ЛОГОС Тепло. – Текст: электронный // LOGOS: Программное обеспечение / междисциплинарный инженерный анализ. – Екатеринбург, 2025. – URL: <https://advengineering.ru/software/logos/logos-teplo> (дата обращения: 05.05.2025).

## НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РЕАКТОРА БН-800 В ПРОГРАММЕ MCU-PTR

А.И. Гайфулин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050  
E-mail: aig26@tpu.ru

Реакторы на быстрых нейтронах, такие как БН-800, играют ключевую роль в развитии атомной энергетики, обеспечивая замыкание ядерного топливного цикла и расширенное воспроизводство топлива. Точный нейтронно-физический расчёт таких реакторов является критически важной задачей, поскольку определяет их безопасность, эффективность и долговечность [1].

Традиционно для моделирования нейтронных процессов используются детерминированные методы, однако для реакторов типа БН-800 с их сложной геометрией и спектром нейтронов наиболее точные результаты обеспечивают вероятностные методы, в частности, алгоритмы Монте-Карло. Программа MCU-PTR представляет собой мощный инструмент для такого моделирования, но требует тщательной верификации применительно к быстрым реакторам [2].

В ходе данной работы были изучены теплофизические характеристики натрия, с их помощью была создана интерполяционная функция зависимости плотности натрия от температуры, затем была создана программа для нейтронно-физического расчета элементарной ячейки реактора БН-800 в программе MCU-PTR с помощью программного пакета Wolfram Mathematica 14.

Основной задачей разработки стало создание удобного инструмента, позволяющего существенно сократить время подготовки входных данных для последующего моделирования в программе MCU-PTR. В отличие от ручного формирования входных файлов, предлагаемое решение обеспечивает автоматизированную генерацию корректных и физически согласованных данных, что особенно важно при проведении параметрических исследований и оптимизационных расчетов.

Программный комплекс реализует многоуровневую систему проверки вводимых параметров, что исключает возникновение физически некорректных комбинаций характеристик. При вводе состава топлива автоматически контролируется баланс изотопов, проверяется соответствие плотности материала допустимым диапазонам значений, анализируется температурная зависимость свойств. Для теплоносителя и конструкционных материалов предусмотрена система предупреждений о выходе за пределы эксплуатационных характеристик, характерных для реакторов типа БН-800.

В результате разработки была получена программа, которая позволяет задавать материальный состав ядерного топлива – соотношение изотопов в ядерном топливе, параметры разбавителя и параметры матрицы, задавать материальный

состав стали топливной оболочки для моделирования поведения различных марок сталей в условиях ядерного реактора и задавать пространственную конфигурацию элементарной ячейки и ее конфигурации для последующих расчетов [3].

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Белл Д., Глесстон С. Теория ядерных реакторов. – Атомиздат, 1974. – С. 224-226.
2. Кузьмин А.М., Шмелев А.Н., Апсэ В.А. Моделирование физических процессов в энергетических ядерных реакторах на быстрых нейтронах. – 2015.
3. Тарадаев Е.П. Использование среды Wolfram Mathematica для решения численных задач: учебное пособие. – 2020.

### ПРОЕКТИРОВАНИЕ И СОЗДАНИЕ СИСТЕМ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ ДОСТУПОМ

В.В. Чураков, Б.П. Степанов

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

E-mail: vvc44@tpu.ru

Данная учебно-исследовательская работа посвящена проектированию и созданию систем контроля и управления доступом (СКУД) на базе оборудования и программного обеспечения компании «КОДОС». Актуальность темы обусловлена растущими требованиями к безопасности объектов различного масштаба. Системы «КОДОС» отличаются гибкостью, масштабируемостью и возможностью интеграции с другими системами безопасности [1].

Цель работы — проектирование СКУД для управления шлагбаумом на примере конкретной аудитории. В ходе работы были решены следующие задачи: выбор структуры системы, подбор оборудования (включая шлагбаум Came G-4000 [3], контроллер «КОДОС ЕС-602», сетевой контроллер «КОДОС СК-Е», считыватель и блоки питания), а также коммутация элементов и составление функциональной и электрической схем [4].

В работе подробно рассмотрены принципы построения СКУД, соответствующие требованиям ГОСТ Р 51241-2008 и Р 78.36.018-2011 [3]. Особое внимание уделено выбору компонентов. Система поддерживает два режима работы: автономный (обработка данных непосредственно контроллером) и сетевой (управление через ПК с возможностью интеграции в LAN/WAN-сети) [5].

Важной частью проекта стала разработка функциональной и электрической схем с указанием типов соединительных кабелей (КСПЭВГ, КСПВ [6], RJ-45) и их параметров. Особенности коммутации, такие как использование стандарта обжима T568B для Ethernet-соединений и расчет сечения питающих проводов, подчеркивают практическую значимость работы [7].

Программное обеспечение системы обеспечивает разграничение прав доступа (администратор, оператор, системный оператор), ведение журналов событий и

защиту от несанкционированного доступа. Проект демонстрирует возможность масштабирования системы и её адаптации под объекты различной сложности.

В результате была собрана и настроена система, способная работать как в автономном, так и в сетевом режиме. Система демонстрирует высокую надежность, гибкость настройки и возможность интеграции с существующей инфраструктурой [8].

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. ГОСТ Р 51241-2008. Средства и системы контроля и управления доступом.
2. Комплект шлагбаума CAME G-4000. URL: <https://camerussia.com/product/g4000-kit>
3. КОДОС ЕС-602. URL: <https://kodos.ru/product/kodos-es-602/>
4. ГОСТ Р 2.601-2019. Единая система конструкторской документации.
5. Руководство по эксплуатации сетевого контроллера «КОДОС СК-Е». URL: <https://kodos.ru/wp-content/uploads/2023/01/5.007.14-re-setevoj-kontroller-sk-e.pdf>
6. Кабель КСПВ 2x0,5. URL: [https://e-kc.ru/cena/cable-kspv-2-0\\_5](https://e-kc.ru/cena/cable-kspv-2-0_5)
7. Стандарты обжима витой пары T568A/T568B. URL: <https://community.fs.com/ru/article/t568a-vs-t568b.html>
8. Diagrams.net для создания схем. URL: <https://www.drawio.com>

### **РАСЧЁТ КОНЦЕНТРАЦИИ ВОДОРОДА В ПЕРВОМ КОНТУРЕ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300**

И.И. Пунда

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

E-mail: [iip5@tpu.ru](mailto:iip5@tpu.ru)

Водород в первом контуре ядерных реакторов нового поколения является одним из ключевых факторов, влияющих на безопасность и эксплуатационные характеристики оборудования [2]. В реакторах со свинцовым или свинцово-висмутовым теплоносителем образование кислорода происходит в результате переноса из топлива и внешней среды. В ходе топливной кампании происходит активация свинца-208, который циркулирует по первому контуру ядерного реактора БРЕСТ-ОД-300, что приводит к образованию таких элементов, как висмут, полоний и талий [1]. При взаимодействии данных металлов с кислородом происходит накопления твердых оксидов, которые препятствуют нормальной циркуляции теплоносителя по контуру реактора, что приводит к изменению теплофизических свойств теплоносителя, энергоэффективности реактора и вследствие безопасности эксплуатации реактора [3]. Для удаления твердых оксидов из первого контура реактора необходимо осуществлять продувку водородом [4].

Для решения задачи по расчёту необходимой концентрации водорода в первом контуре реактора БРЕСТ-ОД-300 наиболее эффективным является моделирование в программном комплексе Monte Carlo Universal. Моделирование в программном комплексе MCU обеспечивает возможность детального исследования накопленных радиоактивных изотопов свинца-208, что позволяет точно рассчитать количество водорода, необходимое для продувания первого контура. Предварительно следует

сформировать численную модель, которая будет описывать физические, геометрические параметры системы, параметры источника, а также выбрать численный метод для решения системы дифференциальных уравнений. Когда численная модель сформирована, следует перенести ее в программный комплекс MSU, который полностью повторит все заданные параметры и проведет все необходимые расчеты. В ходе выполнения программы будут получены значения концентраций элементов, полученных в ходе активации свинца-208 и кислорода, переносимый от топлива и внешней среды в первый контур реактора БРЕСТ-ОД-300. Зная значения концентраций, через энтальпию можно будет провести финальный расчет необходимой концентрации водорода для продувания первого контура [4].

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Селезнев Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах. – М.: Наука, 2013. – 239 с.
2. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами / под ред. Е.О. Адамова. – М.: АО «НИКИЭТ», 2020. – 502с.
3. Жуков А.В. Реакторы с тяжелым теплоносителем. – Обнинск.: МИФИ, 2011. – 260 с.
4. Безносов А. В. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в атомной энергетике. – М.: ИздАТ, 2007. – 434 с.

### **ВОССТАНОВЛЕНИЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ИСТОЧНИКА PU-BE**

Е.В. Черкасская, М.М. Балачков

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

E-mail: [evc47@tpu.ru](mailto:evc47@tpu.ru)

Чувствительность детектора при измерении энергии нейтронов сильно зависит от диапазона измеряемых энергий, поэтому при измерении плотности потока всех энергий образуется погрешность, которую необходимо избегать. Для этого переходят к спектрометрическим измерениям, в которых измерение значений плотности потока приходится на определенные диапазоны энергий, с дальнейшим интегрированием значений по всему энергетическому диапазону. Именно таким способом измерения был восстановлен спектр энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения изотопного источника Pu-Be.

Энергетический спектр нейтронов является важной характеристикой при расчете доз и проектирования защиты для ядерных установок. Измерение различных характеристик нейтронного излучения производится косвенным путем в силу отсутствия заряда у частицы. Для восстановления энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения используются различные методы, включая метод сфер Боннера, основанный на последовательном измерении скорости счета детектором тепловых нейтронов в полиэтиленовых сферах-замедлителях различного диаметра.

В работе измерение скорости счета производится с помощью дозиметра МКС-АТ1117М с блоком БДКН-06 и осуществляется ионизационным методом дозиметрии, основанном на взаимодействии излучения с веществом детектора блока детектирования. Носители заряда, возникающие в детекторе, преобразуются в электрические импульсы, амплитуда которых пропорциональна энергии излучения, а скорость счета пропорциональна потоку частиц, попадающих в детектор. В работе используется набор из сфер с диаметрами: 76,2 (3"); 101,6 (4"); 152,4 (6"); 203,2 (8"); 254,0 (10"); 304,8 (12") мм.

Метод восстановления спектра измеряемого нейтронного потока [1] основан на вычислении минимума невязки при сравнении измеренных скоростей счета и тех, которые были получены путем перемножения матрицы чувствительности блока детектирования в сферах-замедлителях и спектра нейтронного излучения, представляемого в виде суперпозиции спектра тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов. Вычисление минимума производилось методами случайного поиска, имитации отжига и Нелдера-Мида. В работе приведены энергетические спектры излучения от Pu-Be источника и фона, рассчитаны интегральные дозиметрические характеристики, такие как плотность потока составила, средняя энергия, мощность эквивалентной дозы, а также интенсивность источника, значение которой немного ниже паспортного, предполагается из-за потери интенсивности источника со временем.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. МТ АААА.7031.004-2020 "Восстановление энергетического распределения плотности потока нейтронного излучения. Определение средней плотности потока нейтронного излучения – УП "АТОМТЕХ" ОАО "МНИПИ", Минск, 2020.

### **ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ УЗЛОВ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ С РАЗЛИЧНЫМИ ТОПЛИВНЫМИ КОМПОЗИЦИЯМИ В ПП «SOLIDWORKS»**

О.И. Потапов, А.И. Чуприков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: oip9@tpu.ru

Теплофизические параметры узлов реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем являются ключевыми для обеспечения их эффективной и безопасной эксплуатации. Натриевый реактор БН-600 представляет собой перспективную и в тоже время надежную установку, для которой актуальна задача оптимизации тепловых режимов при использовании различных композиций топлива: диоксида урана ( $UO_2$ ), смешанного оксидного топлива (МОХ) и смешанного нитридного уран-плутониевого топлива (СНУП).

Цель работы – сравнительный анализ распределения температуры в тепловыделяющем элементе (ТВЭЛ) реактора БН-600 с натриевым теплоносителем для различных топливных композиций с использованием модуля Flow Simulation в ПП «SolidWorks».

В работе создана трехмерная модель ТВЭЛ реактора БН-600. Проведено моделирование тепловых процессов для трех видов топлива. Результаты представлены на рис. 1.

Установлено, что максимальная температура в центре топливной таблетки составляет для  $UO_2$  – 2594 °С, для  $MOX$  – 2652 °С, для СНУП – 2514 °С. Наименьший температурный градиент и наиболее равномерное распределение температуры наблюдаются для СНУП-топлива, что обусловлено его высокой теплопроводностью (до 18 Вт/(м·К)). Для  $MOX$ -топлива зафиксирован наибольший риск локального перегрева.

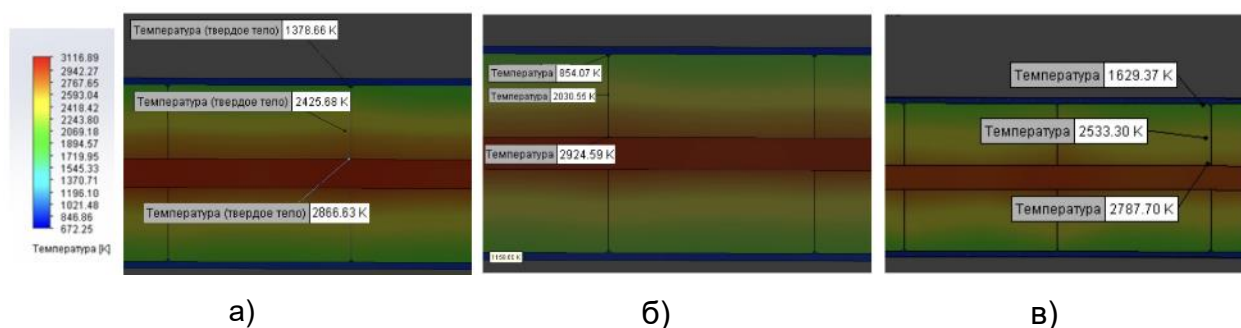


Рис. 1. Сравнение распределение температур в центральной части ТВЭЛа:  
а)  $UO_2$ ; б)  $MOX$ ; в) СНУП

Результаты моделирования подтверждают перспективность применения СНУП-топлива в быстрых реакторах с точки зрения тепловых характеристик и безопасности. Полученные данные могут быть использованы для оптимизации конструкций ТВЭЛ и режимов работы реакторных установок.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем : учебное пособие : в 2 ч. / А.И. Бельтюков, А.И. Карпенко, С.А. Полуяков [и др.] ; Уральский федеральный университет. – Екатеринбург : УрФУ, 2013. – Ч. 1. – 548 с.

#### ИССЛЕДОВАНИЕ УРОВНЯ ГАММА-ФОНА В ОКРЕСТНОСТЯХ ТОМСКА

Р.В. Кривошеин, А.Д. Побережников

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: akkaunt\_1991\_akkaunt@mail.ru

Мониторинг мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) гамма-излучения является важной задачей для оценки радиационной безопасности окружающей среды. В работе представлены результаты измерений МАЭД, проведенных в период

с апреля по май 2025 г. в семи точках в окрестностях пос. Лучаново (Томский район). Измерения выполнялись дозиметром-радиометром ДРБП-03.

Средние значения МАЭД варьировались от 0,015 до 0,092 мкЗв/ч. Все полученные значения не превышают установленных НРБ-99/2009 гигиенических нормативов для населения (0,2 мкЗв/ч над фоном) и соответствуют уровням естественного фона. Выявлена пространственная неоднородность распределения гамма-фона: максимальные значения (0,07–0,09 мкЗв/ч) зафиксированы в точках 1, 2 и 3, что предположительно связано с повышенным содержанием естественных радионуклидов ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{40}\text{K}$ ) в грунте. В точке 3 обнаружена выраженная временная динамика: рост МАЭД с 0,021 до 0,092 мкЗв/ч в течение мая. Данная аномалия объясняется комбинацией геологических факторов (состав почвы) и сезонных гидрометеорологических процессов (таяние снега, прогрев грунта, усиление эманации радона и выпадение его дочерних продуктов). В точках 4–7 значения МАЭД были стабильно низкими (0,034–0,057 мкЗв/ч).

Полученные результаты подтверждают безопасную радиационную обстановку в исследуемом районе и демонстрируют важность учета локальных природных факторов при интерпретации данных радиационного контроля. Для более глубокого изучения выявленных закономерностей рекомендован спектрометрический анализ почвенных проб.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): СанПиН 2.6.1.2523-09. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.
2. Вариации естественного гамма-фона во время выпадения атмосферных осадков [Электронный ресурс] // CyberLeninka. – URL: <https://cyberleninka.ru/article/n/variatsii-estestvennogo-gamma-fona-vo-vremya-vypadeniya-atmosfernyh-osadkov> (дата обращения: 25.05.2025).
3. Руководство по эксплуатации дозиметра ДРБП-03 [Электронный ресурс]. - URL: <https://ntcexpert.ru/images/stories/radiograf/drbp-03-manual.pdf> (дата обращения: 25.05.2025).

## ОЦЕНКА СОДЕРЖАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ПЛОДОВЫХ ТЕЛАХ ГРИБОВ

А.В. Шевченко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

avs320@tpu.ru

Грибы, являясь эффективными биоиндикаторами, способны аккумулировать радионуклиды естественного и техногенного происхождения, что представляет значительный интерес для оценки радиозэкологической обстановки территорий и обеспечения радиационной безопасности пищевых продуктов. Целью работы явилась оценка содержания радионуклидов в плодовых телах грибов, собранных в окрестностях г. Томска.

В работе описаны механизмы накопления радионуклидов в грибах, основным из которых является абсорбция через мицелий с последующим транспортом и

неравномерным распределением в плодовом теле. Практическая часть работы включала отбор проб грибов (представители родов *Clitocybe*, *Amanita*, *Lactarius*), их очистку, сушку до постоянной массы и озоление при температуре 250 °С для получения однородной пробы. Анализ проб проводился на спектрометре гамма-излучения Canberra 802 с детектором NaI(Tl).

В пробах были обнаружены природные радионуклиды, что подтверждает возможность использования грибов в качестве индикаторов радиоактивного заражения местности.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дементьев Д.В., Мануковский Н.С., Болсуновский А.Я. Накопление техногенных радионуклидов разными видами макромицетов в лабораторных условиях / Д.В. Дементьев, Н.С. Мануковский, А.Я. Болсуновский [и др.] // Известия Самарского научного центра РАН. – 2013. – № 3-2. – С. 712–715.
2. Шевченко Ю.С., Ларионова Н.В., Полевик В.В. Содержание радионуклидов в грибах в зоне влияния семипалатинского испытательного полигона / Ю.С. Шевченко, Н.В. Ларионова, В.В. Полевик [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2020. – № 2. – С. 87–92.
3. Баженов, В. А. Вредные химические вещества. Радиоактивные вещества: справочник / В.А. Баженов. – СПб.: Химия, 1990. – 464 с.
4. Гарибова, Л.В. Основы микологии: Морфология и систематика грибов и грибоподобных организмов / Л.В. Гарибова. – М.: Т-во научных изданий КМК, 2005.
5. Дементьев Д.В. Оценка интенсивности накопления техногенных радионуклидов некоторыми видами грибов и кустарников в лесных экосистемах центральной части Красноярского края / Д.В. Дементьев. – Красноярск, 2007.
6. nuclear structure and decay data // Live chart of Nuclides URL: <https://www-nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html>

### ПРОГНОЗ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ В СВЯЗИ С РЕАЛИЗАЦИЕЙ ГОСУДАРСТВЕННОЙ ПРОГРАММЫ РФ «РАЗВИТИЕ АТОМНОГО ЭНЕРГОПРОМЫШЛЕННОГО КОМПЛЕКСА»

А.Н. Валяев, В.Н. Семенов

Институт Проблем Безопасного Развития Атомной Энергетики РАН,  
Россия, г. Москва, Большая Тульская ул., д. 52, 115191

Сейчас наблюдается интенсивный рост производства электроэнергии АЭС. Основными целями принятой государственной программы РФ «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» являются реализация ускоренного развития атомного энергопромышленного комплекса для обеспечения геополитических интересов страны и энергетической безопасности РФ за счет ввода в эксплуатацию новых типовых серийных энергоблоков. Производство энергии на АЭС является самым эффективным высокотехнологичным процессом, на который в связи с его повышенной радиационной опасностью накладывается ряд определенных и жестких требований. Это обусловило актуальность и важность проведения соответствующего исследования. были собраны, систематизированы и проанализированы данные по фактическим газоаэрозольным выбросам в атмосферу и жидким радиоактивным

сбросам в поверхностные водоемы всех АЭС РФ за 1995–2007. Наблюдаемая устойчивая ежегодная тенденция снижения их уровней создала предпосылку для выполнения достоверных прогнозных их оценок от уже действующих энергоблоков и вводимых согласно государственной программе новых. По разработанной нами методике оценки величин при введении новых энергоблоков выполнены прогнозные оценки выбросов и сбросов для реконструируемых АЭС (Табл.1). Затем рассчитаны прогнозные среднегодовые концентрации радионуклидов и годовые дозы внешнего облучения от радиоактивного облака, от поверхности ингаляции плотности выпадения радионуклидов и их установившегося содержания в водных объектах региона АЭС. Расчеты проводились по разработанным в ИБРАЭ РАН моделирующим системам «Нострадамус» и «Кассандра» с использованием метеоданных Росгидромета за последние три года для критической группы населения «рыбаки». Они включали облучение за счет потребления питьевой воды, рыбы, молока, мяса и овощей. Прогнозируемые дозы облучения даны в табл. 1.

*Таблица 1. Данные по действующим и вводимым по госпрограмме новым энергоблокам и прогнозные годовые дозы облучения населения в зоне наблюдения АЭС*

АЭС	Эффективная доза облучения за счет водопользования, мкЗв	Эффективная доза за счет воздушного пути облучения, мкЗв	Эффективная доза облучения с учетом всех путей облучения, мкЗв
Курская АЭС	6.690	0.190	6.860
Кольская АЭС	7.800	0.014	7.814
Калининская АЭС	3.400	0.012	3.412
Волгодонская АЭС	3.990	0.003	3.993
Ленинградская АЭС	0.620	0.240	0.860
Нововоронежская АЭС	0.828	0.023	0.851
Смоленская АЭС	5.140	0.100	5.240

Ни для одной АЭС в пределах зоны наблюдения годовые максимальные индивидуальные дозы облучения не превышают значения 10 мкЗв. Такие дозовые нагрузки обеспечивают безусловно приемлемый уровень радиационного риска (менее  $10^{-6}$  год<sup>-1</sup>). Предлагаемая методика и методология прогноза доз облучения имеет универсальный характер и может быть использована при решении некоторых тематических проблем атомной энергетики. Радиационная опасность будет снижаться за счет модернизации существующих и разработки новых средств радиационной защиты, повышения культуры безопасности АЭС, введения новых технологий, например, реакторов нового поколения, удлиненного топливного цикла, выведения из эксплуатации устаревших реакторов. Новые энергоблоки можно строить на площадках, действующих АЭС. Если бы данное исследование выявило повышенный радиационный риск, то новые энергоблоки пришлось бы сооружать на новых промплощадках за 30 км от уже существующих. Это привело бы к значительному удорожанию строительства за счет необходимости создания с нуля инфраструктуры.

## **ПРОЕКТИРОВАНИЕ ЭЛЕМЕНТОВ СИСТЕМЫ ФИЗИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ НА РАДИАЦИОННОМ ОБЪЕКТЕ**

Д.А. Босенко, Б.П. Степанов, А.В. Липовка

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

E-mail: dab55@tpu.ru

Современные радиационные объекты (РО) требуют надежных систем физической защиты (СФЗ) для предотвращения несанкционированного доступа к радиоактивным веществам и минимизации рисков инцидентов. Актуальность задачи обусловлена ростом террористических и техногенных угроз, а также уходом многих зарубежных производителей проектного программного обеспечения (ПО). Целью работы являлось исследование принципов проектирования СФЗ и оценка возможности их реализации с использованием отечественного ПО «NanoCAD».

В работе проведен анализ особенностей защиты РО в сравнении с ядерными объектами, выделены ключевые различия в уровне опасности, угрозах и применяемых мерах контроля. На основе требований НП-034-23 [1] разработан проект СФЗ для гипотетического РО уровня защиты «В». Проект включает: физические барьеры (ограждение, решетки на окнах); технические средства обнаружения (ударно-контактные и магнитные извещатели на дверях, окнах, шкафах); систему контроля и управления доступом (СКУД) на основе считывателей и электромеханических замков; тревожную сигнализацию; систему резервного электропитания [2].

Ключевым результатом работы является оценка возможностей программного комплекса «NanoCAD» для комплексного проектирования СФЗ. Установлено, что «NanoCAD ОПС» предоставляет эффективные инструменты для автоматизированного размещения оборудования, трассировки кабельных сетей и генерации рабочей документации. Модуль «NanoCAD СПДС» обеспечивает соответствие проектных решений требованиям ГОСТ Р 21.1101–2020. Показано, что совместное применение этих модулей позволяет интегрировать архитектурно-строительные и инженерно-технические решения в единую проектную модель, что значительно повышает точность и сокращает сроки проектирования.

В итоге формируется вывод о том, что использование «NanoCAD» для проектирования СФЗ является технологически обоснованным и нормативно соответствующим подходом, обеспечивающим высокую степень автоматизации и достоверность проектных решений. Основным ограничением платформы является отсутствие встроенных инструментов для аналитической оценки уязвимостей, что требует использования дополнительного программного обеспечения на этапе предпроектного анализа.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. НП-034-23. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. – М.: Ростехнадзор, 2023.
2. Карасев А.А., Иванова О.Н. Проектирование и эксплуатация систем безопасности ядерных объектов. – СПб.: Издательство СПбГУ, 2017. – 256 с.
3. Дьяков В.В., Коптев А.В. Основы физической защиты объектов атомной энергетики и радиоактивных материалов. – М.: Энергоатомиздат, 2009. – 312 с.

## ВЫБОР МАТЕРИАЛА ФИЛЬТРУЮЩЕЙ ВСТАВКИ ДЛЯ ИЗМЕНЕНИЯ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т В ЦЕЛЯХ РАДИАЦИОННОЙ МОДИФИКАЦИИ ОПТИЧЕСКИХ СВОЙСТВ КРИСТАЛЛОВ

М.В. Гладких, Н.В. Смольников, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: mvg23@tpu.ru

Одним из случаев применения радиационных технологий является нейтронное окрашивание полудрагоценных камней, таких как топазы, в целях придание ювелирным образцам коммерчески востребованных оттенков, что увеличивает их ценность [1, 2]. Под воздействием быстрых нейтронов в кристаллической решётке материала формируются дефекты структуры, приводящие к изменению его физических свойств. Примерный флюенс быстрых нейтронов, который необходимо накопить в камнях для получения синего цвета, составляет  $10^{17}$ – $10^{18}$  н/см<sup>2</sup> [3].

Недостатком этого метода является остаточная радиоактивность топазов, вызванная активацией примесей тепловыми нейтронами. Решение этой проблемы, применительно к реактору ИРТ-Т, может быть найдено путем разработки специальной фильтрующей вставки.

В работе исследовалось влияние различных материалов вставки, таких как воздух, Al, В, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> в смеси с В, на плотность потока быстрых и тепловых нейтронов. Установлено, что наиболее эффективным материалом для вставки является смесь Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> с В в соотношении 9:1.

В табл. 1 и 2 представлены результаты расчета плотности потока быстрых и тепловых нейтронов в экспериментальных каналах реактора ИРТ-Т для различных материалов вставок.

Таблица 1. Плотности потока быстрых нейтронов в различных ВЭК реактора ИРТ-Т

	Без вставки	Воздух	Al	В	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +В(10%)	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +В(50%)
ВЭК-9	$3,17 \cdot 10^{11}$	$9,76 \cdot 10^{11}$	$9,16 \cdot 10^{11}$	$5,79 \cdot 10^{11}$	$6,89 \cdot 10^{11}$	$4,55 \cdot 10^{11}$
ВЭК-10	$2,77 \cdot 10^{12}$	$3,62 \cdot 10^{12}$	$4,70 \cdot 10^{12}$	$4,03 \cdot 10^{12}$	$4,37 \cdot 10^{12}$	$3,66 \cdot 10^{12}$
ВЭК-11	$4,03 \cdot 10^{12}$	$5,04 \cdot 10^{12}$	$6,29 \cdot 10^{12}$	$5,65 \cdot 10^{12}$	$6,15 \cdot 10^{12}$	$5,17 \cdot 10^{12}$
ВЭК-12	$1,96 \cdot 10^{12}$	$1,93 \cdot 10^{12}$	$2,17 \cdot 10^{12}$	$2,07 \cdot 10^{12}$	$2,12 \cdot 10^{12}$	$2,06 \cdot 10^{12}$
ВЭК-13	$2,07 \cdot 10^{12}$	$2,68 \cdot 10^{12}$	$3,55 \cdot 10^{12}$	$3,01 \cdot 10^{12}$	$3,28 \cdot 10^{12}$	$2,67 \cdot 10^{12}$
ВЭК-14	$4,02 \cdot 10^{11}$	$4,66 \cdot 10^{11}$	$5,31 \cdot 10^{11}$	$4,23 \cdot 10^{11}$	$4,90 \cdot 10^{11}$	$4,23 \cdot 10^{11}$

Таблица.2. Плотности потока тепловых нейтронов в различных ВЭК реактора ИРТ-Т

	Без вставки	Воздух	Al	B	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +B(10%)	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> +B(50%)
ВЭК-9	$4,31 \cdot 10^{12}$	$1,46 \cdot 10^{13}$	$9,20 \cdot 10^{12}$	$1,43 \cdot 10^{11}$	$2,78 \cdot 10^{11}$	$7,00 \cdot 10^{10}$
ВЭК-10	$2,87 \cdot 10^{13}$	$2,38 \cdot 10^{13}$	$2,09 \cdot 10^{13}$	$2,01 \cdot 10^{12}$	$2,76 \cdot 10^{12}$	$1,09 \cdot 10^{12}$
ВЭК-11	$3,56 \cdot 10^{13}$	$2,77 \cdot 10^{13}$	$2,64 \cdot 10^{13}$	$2,63 \cdot 10^{12}$	$3,67 \cdot 10^{12}$	$1,52 \cdot 10^{12}$
ВЭК-12	$2,09 \cdot 10^{13}$	$2,13 \cdot 10^{13}$	$2,08 \cdot 10^{13}$	$1,47 \cdot 10^{13}$	$1,47 \cdot 10^{13}$	$1,42 \cdot 10^{13}$
ВЭК-13	$2,56 \cdot 10^{13}$	$2,23 \cdot 10^{13}$	$2,03 \cdot 10^{13}$	$1,40 \cdot 10^{12}$	$1,98 \cdot 10^{12}$	$7,62 \cdot 10^{11}$
ВЭК-14	$8,44 \cdot 10^{12}$	$1,06 \cdot 10^{13}$	$9,45 \cdot 10^{12}$	$6,39 \cdot 10^{12}$	$6,17 \cdot 10^{12}$	$5,85 \cdot 10^{12}$

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Платонов А.Н., Таран М.Н., Балицкий В.С. Природа окраски самоцветов. – М.: Недра, 1984. – 195 с.
2. Элуэлл Д. Искусственные драгоценные камни. – М.: Мир, 1986. – 208 с.
3. Aitkulov M., Sairanbayev D., Chikhray E. Thermophysical analysis of a sandwich shield capsule for radiation coloration of topaz in the WWR-K reactor / M. Aitkulov, D. Sairanbayev, E.Chikhray [and etc.] // AIP Conference Proceedings – 2024. – № 31 3. 1–11.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ БОРНОЙ КИСЛОТЫ НА РЕАКТИВНОСТЬ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР-1200

М.А. Кретов, М.С. Кузнецов

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

E-mail: mak89@tpu.ru

Целью работы является исследование эффективности системы аварийного ввода бора (САВБ) реактора ВВЭР-1200 путем моделирования влияния концентрации борной кислоты ( $H_3BO_3$ ) на коэффициент размножения нейтронов (Кэфф). Моделирование выполнено в программном комплексе MCU (Monte Carlo Universal) для геометрической модели элементарной ячейки активной зоны.

Проведены расчеты Кэфф для пяти значений концентрации бора: 0, 10, 20, 30 и 40 г/дм<sup>3</sup>. Результаты показали монотонное нелинейное снижение Кэфф с ростом концентрации: от 1,506984 (при 0 г/дм<sup>3</sup>) до 0,913195 (при 40 г/дм<sup>3</sup>). Наибольшая эффективность борного регулирования наблюдается в диапазоне 0–20 г/дм<sup>3</sup>, где каждые 10 г/дм<sup>3</sup> снижают Кэфф приблизительно на 0,2. При концентрации 30 г/дм<sup>3</sup> система достигает практически критического состояния (Кэфф = 1,000155), а проектная концентрация 40 г/дм<sup>3</sup> обеспечивает переход в подкритическое состояние с запасом реактивности около 8,7%, что превышает нормативные требования.

Полученные данные подтверждают высокую надежность и эффективность САВБ ВВЭР-1200 для перевода реактора в безопасное состояние даже в условиях единичного отказа. Результаты работы имеют практическую значимость для

оптимизации стратегий управления реактивностью и анализа безопасности современных энергетических реакторов.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Андрушечко С.А. и др. ВВЭР-1200: эволюция классики. Физические основы эксплуатации, системы и элементы. – М.: Логос, 2019. – 672 с.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»: НП-001-15. – М.: Ростехнадзор, 2016. – 74 с.
3. Выговский С.Б., Рябов Н.О., Чернов Е.В. Безопасность и задачи инженерной поддержки эксплуатации ядерных энергетических установок с ВВЭР. – М.: НИЯУ МИФИ, 2013. – 304 с.

### ОЦЕНКА КОНЦЕНТРАЦИИ РАДОНА В ПОМЕЩЕНИЯХ УЧЕБНОГО КОРПУСА ТОМСКОГО ПОЛИТЕХНИЧЕСКОГО УНИВЕРСИТЕТА

К.П. Хвостяк, А.Д. Побережников

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: kostyahvostyak70@tpu.ru

Радон ( $^{222}\text{Rn}$ ) является ведущим источником облучения населения в природной среде и второй по значимости причиной рака легких после курения. Его концентрация в помещениях зависит от геологических условий, строительных материалов и эффективности вентиляции. Целью работы являлась экспериментальная оценка объемной активности (ОА) и эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) радона в воздухе помещений учебного корпуса №10 ТПУ.

Измерения проводились с помощью комплекса «Альфарад плюс» в соответствии с методическими указаниями МУ 2.6.1.2838-11. Замеры выполнялись в точках с различной этажностью и условиями воздухообмена: подвальное помещение (без вентиляции), минус первый, первый и второй этажи.

Установлено, что распределение концентрации радона имеет выраженную зависимость от этажности. Наибольшее значение ОА радона зафиксировано в подвале:  $642 \pm 192$  Бк/м<sup>3</sup>. После пересчета через коэффициент равновесия ( $F = 0,5$ ) значение ЭРОА составило  $321 \pm 96$  Бк/м<sup>3</sup>, что превышает нормативный уровень в 310 Бк/м<sup>3</sup>, установленный НРБ-99/2009. На минус первом этаже ЭРОА составила  $190 \pm 57$  Бк/м<sup>3</sup>, на первом –  $123,5 \pm 36,5$  Бк/м<sup>3</sup>, на втором –  $79,5 \pm 23,5$  Бк/м<sup>3</sup>, что не превышает допустимых норм.

Превышение в подвальном помещении обусловлено его расположением ниже уровня земли и отсутствием организованной вентиляции, что способствует накоплению почвенного радона. Для данного помещения рекомендовано рассмотреть возможность организации принудительной вытяжной вентиляции для создания депрессии и предотвращения поступления радона. Для остальных помещений корпуса уровень радоновой нагрузки признан приемлемым, и дополнительные защитные мероприятия не требуются.

Проведенные исследования подтвердили эффективность использования комплекса «Альфарад плюс» для оперативного контроля радиационной обстановки и необходимость регулярного мониторинга помещений, особенно заглубленных и с недостаточным воздухообменом.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): СанПиН 2.6.1.2523-09. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 72 с.
2. МУ 2.6.1.2838-11. Контроль эффективности мероприятий по снижению облучения населения радоном и его дочерними продуктами распада в жилых и общественных зданиях. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2012. – 55 с;
3. Руководство по эксплуатации комплекса «Альфарад плюс». – М.: ООО «АЛЬФАРАД», 2021. – 120 с.
4. Гудзенко В.В., Дубинчук В.Т. Изотопы радия и радона в природных водах. – М.: Наука, 1987. – 158 с.

### **ПРОВЕДЕНИЕ АНАЛИТИЧЕСКОЙ РАБОТЫ ДЛЯ ВЫЯВЛЕНИЯ ВНУТРЕННИХ УГРОЗ**

А.В. Липовка, Б.П. Степанов, Т.А. Липовка

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: avl68@tpu.ru

Ключевым вопросом безопасности ядерных материалов становится разработка и внедрение эффективных методов и технологий для выявления и предотвращения угроз на ядерных объектах. Средства физической защиты, такие как системы видеонаблюдения и контроля доступа, играют важную роль в обеспечении безопасности, однако они могут быть не всегда эффективны для обнаружения и реагирования на скрытые угрозы, возникающие внутри объекта. В таких случаях требуется дополнительный уровень защиты. С использованием передовых алгоритмов машинного обучения и компьютерного зрения, системы видеонаблюдения и контроля доступа способны автоматически выявлять аномальное поведение и потенциальные угрозы, что в итоге может способствовать повышению общего уровня безопасности объектов [1].

Применение анализа эмоционального поведения объектов через поток видеоизображения может использоваться при проведении аналитической работы сотрудниками службы безопасности, что помогает повысить вероятность выделения и обнаружения угрозы, которая может исходить от внутреннего нарушителя. Искусственный интеллект анализирует полученное изображение для определения местоположения лица. После того как лицо было обнаружено, алгоритм переходит к следующему этапу – разметке ключевых точек лица. В этом процессе идентифицируется множество точек на лице, обычно от 68 до 100, включая глаза, брови, нос, рот и контур лица. Эти ключевые точки позволяют алгоритму точно анализировать выражение лица, поскольку они охватывают основные области, отвечающие за мимику. Далее искусственный интеллект анализирует изменения в

положении и форме этих ключевых точек, чтобы определить текущие эмоции человека [2].

После обработки данные анализируются с целью выявления аномалий, потенциальных угроз и аномальных событий. Это включает в себя анализ паттернов поведения, выявление нестандартных ситуаций и поиск признаков возможных угроз безопасности. На основе результатов анализа принимаются решения о дальнейших действиях. Это может включать в себя автоматическое активирование системы тревоги, оповещение служб безопасности, блокировку доступа к определенным зонам, мобилизацию персонала и другие меры. Принятие решений может быть автоматизированным или требовать участия оператора системы, в зависимости от характера обнаруженной угрозы и установленных правил работы системы.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бушуев А.В., Глебов В.Б., Гераскин Н.И., Измайлов А.В., Крючков Э.Ф., Кондаков В.В. Основы учёта, контроля и физической защиты ядерных материалов. – М.: МИФИ, 2007. – 544 с.
2. Саламатова Т.А., Жуков В.Г. О применении алгоритмов искусственного интеллекта в системах обнаружения вторжений. – М.: Просвещение, 2015. - 234 с.

### ВЛИЯНИЕ ДИАМЕТРА И ШАГА РАССТАНОВКИ ТВЭЛ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РИТМ-200 НА ВЕЛИЧИНУ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

А.В. Арзютов, М.М. Балачков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ava99@tpu.ru

Создано 10 реакторных установок (РУ) РИТМ-200. Они лежат в основе ледоколов проекта 22220 («Арктика», «Сибирь» и «Урал»), обеспечивающих навигацию судов по Северному морскому пути. Кроме того, ведутся работы по сооружению атомных станций малой мощности (АСММ) в Якутии с РУ РИТМ-200Н. Всё это говорит об актуальности в области исследования данной реакторной установки.

Целью данной работы стал анализ влияния диаметра и шага расстановки ТВЭЛ на величину и профиль энерговыделения. Расчёт производился в MCU-PTR при помощи программы, написанной на языке Wolfram Mathematica. В результате был получен эффективный коэффициент размножения нейтронов  $k_{эфф} = 1,49$ . Сравнив его значения с аналогичными расчётами, был сделан вывод об адекватности модели [1–3].

В дальнейших расчётах производилось изменение значения радиуса оболочки ТВЭЛ и шага расстановки на 0,03 см. В результате получилось 6 графиков зависимости энерговыделения от номера зоны при различных значениях внешнего и внутреннего радиусов оболочки ТВЭЛ. Установлено, что с уменьшением радиуса топливной оболочки, существенно увеличивается энерговыделение и эффективный коэффициент размножения нейтронов. Для  $r_{топ} = 0,14$  см его значение составило  $k_{эфф} = 1,65$ .

При изменении шага расстановки от 0,785 см до 1,055 см значение эффективного коэффициента размножения нейтронов изменялось от  $k_{эфф} = 1,33$  до  $k_{эфф} = 1,52$ , но на вид кривой и на величину энерговыделения изменение шага расстановки ТВЭЛ не оказывало значительного влияния.

Полученные данные по энерговыделению будут использоваться в дальнейшем для проведения теплогидравлических расчётов в ПО ЛОГОС. После проведения теплогидравлического расчёта, полученные данные можно снова использовать в MCU-PTR для нейтронно-физического расчёта.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Чернов, Л.В. Оценка длительности кампании реакторной установки РИТМ-200 / Л.В. Чернов // Будущее атомной энергетики—AtomFuture 2018: XIV Междунар. конф. – 2018. – Т. 30. – С. 59.
2. Чернов, Л.В. Определение эффективного коэффициента размножения и спектра плотности потока нейтронов ядерного реактора малой мощности РИТМ-200 // Инновации в технологиях и образовании: сб. ст. участников XII Междунар. конф. – Белово, 2019. – С. 329.
3. Зарецкий, А.А. Определение нейтронно-физических параметров реактора РИТМ-200 / А.А. Зарецкий // Интеллектуальная энергетика: сборник трудов I Всероссийской научно-практической конференции. – Томск: Томский политехнический университет, 2023. – С. 124-125.

### НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РЕАКТОРА ВВЭР-1200

И.В. Животов, М.М. Балачков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ivz26@tpu.ru

В России действуют 11 атомных электростанций, включая единственную в мире плавучую теплоэлектростанцию. АЭС вырабатывают почти 20 % электроэнергии страны, а в 2020 году был установлен рекорд производства – 216 млрд кВт·ч. Россия входит в пятерку мировых лидеров по атомной энергетике, уступая только США, Китаю и Франции.

Атомная отрасль активно развивается – создаются новые конструкции реакторов с улучшенными характеристиками, исключая даже гипотетические аварии. Самый современный реактор ВВЭР-1200 требует дальнейших исследований для улучшения и модернизации.

В данной работе выполнено исследование влияния геометрических параметров элементарной ячейки на энерговыделение в ТВЭЛе реактора ВВЭР-1200. Расчёты проводились с использованием программных комплексов Wolfram Mathematica и MCU. Исследование показало, что распределение энерговыделения по высоте ТВЭЛа имеет пиковое значение  $\sim 668$  МВт/м<sup>3</sup> на отметке 105 см при стандартных параметрах. Коэффициент размножения нейтронов составил  $k_{эфф} = 1,3647$ , что соответствует ожидаемым значениям для свежего топлива.

Анализ геометрических параметров выявил ключевые закономерности. Уменьшение внешнего радиуса топливной таблетки привело к резкому росту пикового

энерговыведения и смещению максимума вверх из-за увеличения доли замедлителя. Увеличение внутреннего радиуса вызвало снижение пикового энерговыведения на ~10 % до 600 МВт/м<sup>3</sup> и смещение максимума вниз вследствие уменьшения объема делящегося материала. Изменение шага расстановки ТВЭЛов в исследованном диапазоне не оказало значимого влияния на профиль и величину энерговыведения. Полученные результаты создают основу для дальнейшей оптимизации конструкции реактора ВВЭР-1200.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гусев В.Н., Калинин В.А., Мастеров В.А. и др. Программный комплекс МСУ: Монте-Карло для частиц. Версия МСУ-РФ. Методические указания по применению. – М.: НИЦ "Курчатовский институт", 2021. – URL: <https://msu-russia.ru/files/docs/msu-rf-manual.pdf>
2. Kushmanov, S.A. Reactor Core for AES-2006 Project and the prospects of using it in MIR-1200 Project / Czech Nuclear Society, Prague (Czech Republic), – URL: [https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig\\_q=RN:42016146](https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:42016146)
3. ВВЭР-1200: В-392М (АЭС-2006), В-491 / История реакторов / История основных систем // Эволюция отрасли // История Росатома. – URL: <https://www.biblioatom.ru/core-systems/nuclear-reactors/vver-1200/>

#### ИССЛЕДОВАНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ДИФФУЗИИ ПРИРОДНОЙ И ОБЛУЧЕННОЙ БЕНТОНитОВОЙ ГЛИНЫ

А.Р. Капокова, В.Ф. Мышкин, А.К. Оммик, М.Ю. Тимашева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ark18@tpu.ru

Глина имеет низкую проницаемость по отношению к воде и поэтому является барьерным материалом для изоляции радиоактивных отходов. На сегодняшний день недостаточно изучены взаимодействия и пути миграции радионуклидов в уплотненном глинистом слое. Для описания барьерных свойств бентонитовой глины рассчитывали коэффициент диффузии.

В качестве модельного раствора использовался NaCl. Для экспериментальных значений нами использовалась природная и облученная бентонитовая глина. Глина облучалась  $\gamma$ -излучением изотопа <sup>60</sup>Co до поглощенной дозы 0,2 МГр. Использовались две экспериментальные установки с периодическим и непрерывным измерением концентрации NaCl в ячейке, в которую заливали дистиллят.

Получены значения коэффициента диффузии облученной бентонитовой глины  $1,107 \cdot 10^{-11}$  м<sup>2</sup>/с при плотности уплотненного слоя 1,67 и  $1,884 \cdot 10^{-11}$  при плотности 1,55 г/см<sup>3</sup>. Видно, что с увеличением плотности глины уменьшается коэффициент диффузии из-за уменьшения количества пор в глине.

По экспериментальным значениям построена зависимость концентрации от времени (рис. 1). На начальном этапе кривой, где преобладает сорбция, коэффициент диффузии называется «кажущимся».

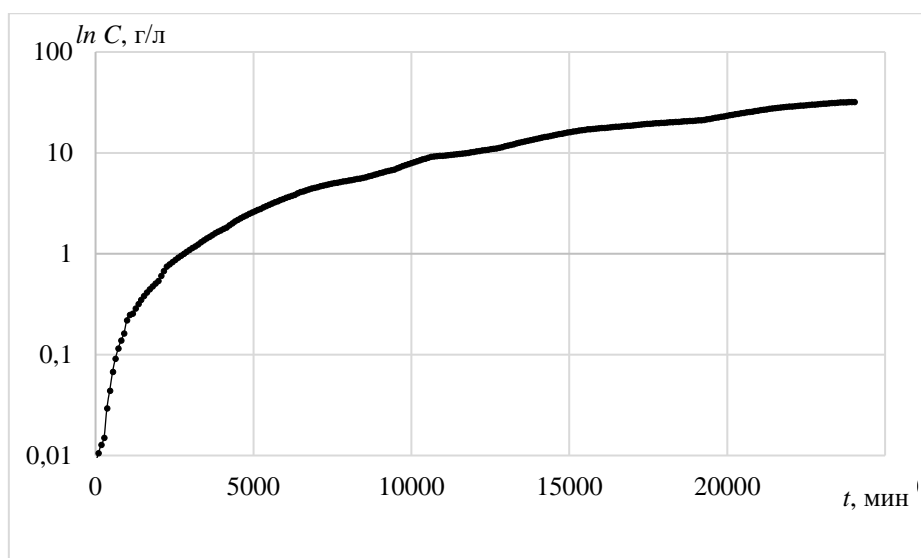


Рис. 1. Изменение концентрации во времени

В докладе анализируются характерные участки кинетики процесса: перемещение переднего фронта диффузии  $\text{Na}^+$  в глине, выход переднего фронта  $\text{Na}^+$  за границу слоя, прохождение заднего фронта диффузии через слой глины.

Ранее определяли коэффициент диффузии облученной бентонитовой глины до поглощенной дозы 0,6 МГр. Сравнивали время защитного действия и время выхода первых радионуклидов через уплотненный слой глины с дозами облучения 0,2 и 0,6 МГр. Значения коэффициентов диффузии в глинах с разной дозой облучения приведены в таблице.

Таблица 1. Коэффициенты диффузии в глинах с разной дозой облучения

	$D, \text{м}^2/\text{с}$	$\rho, \text{г}/\text{см}^3$	ВЗД, лет
Глина природная	$6,75 \cdot 10^{-12}$	2,00	138
Доза облучения 0,2 МГр	$1,107 \cdot 10^{-11}$	1,67	84
Доза облучения 0,6 МГр	$3,02 \cdot 10^{-11}$	2,28	31

Из таблицы видно, что облучение до поглощенной дозы 0,2 и 0,6 МГр приводит к снижению коэффициентов диффузии, а, следовательно, к снижению барьерных свойств слоя глины, используемой в пунктах захоронения радиоактивных отходов.

## РАСЧЕТНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРОВ С ВЫСОКОЙ СТЕПЕНЬЮ ГЕТЕРОГЕННОСТИ

А.В. Кузнецов, О.Д. Калмыков, В.Н. Нестеров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: avk292@tpu.ru

Канальные уран-графитовые реакторы типа РБМК, обладающие такими ключевыми преимуществами, как возможность перегрузки топлива на ходу,

отсутствие интегрального корпуса высокого давления и сравнительно низкое паразитное поглощение нейтронов в замедлителе, представляют собой важное звено отечественной ядерной энергетики [1]. Обширный опыт эксплуатации графитового замедлителя в реакторах РБМК-1000 требует детальный анализ параметров его облучения в ходе эксплуатации для разработки методики оценки срока службы реакторного графита не только в традиционных, но и в перспективных реакторах нового поколения. Вопросы моделирования нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000 сохраняют высокую актуальность как для задач вывода из эксплуатации и оценки остаточной активности, так и для анализа новых реакторных проектов, использующих гетерогенную структуру активной зоны.

Целью работы является анализ и корректировка расчётного метода определения спектра плотности потока нейтронов в реакторах типа РБМК для учёта гетерогенности активной зоны.

В работе проведен 26-групповой расчет спектра плотности потока нейтронов для активной зоны реактора РБМК-1000 методом решения системы многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным способом. Расчет выполнен с учетом поправок на резонансную самоэкранировку ядер топлива и температурные эффекты изменения сечений нейтронных реакций.

Итогом расчета стал отрицательный температурный эффект реактивности, когда как реактор РБМК-1000 известен своим положительным температурным эффектом реактивности. Это несовпадение связано с сильными гетерогенными эффектами, для его компенсации проведена разработка методики корректировки расчетной модели путем увеличения размера элементарной ячейки с 25 до 55 см, позволяющая увеличить время нахождения нейтрона в блоке замедлителя и учесть гетерогенную структуру активной зоны. Данная корректировка приблизила расчетные значения температурного эффекта реактивности и длительности топливной кампании к проектным характеристикам реактора.

В ходе анализа модернизированной модели выявлено, что она частично учитывает влияние гетерогенности, однако не позволяет полностью воспроизвести положительный температурный эффект. Необходим отдельный расчёт пространственного распределения повреждающих нейтронов внутри блока замедлителя для корректной оценки ресурса графита.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Абрамов М.И. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК / М.И. Абрамов, В.И. Авдеев, Е.О. Адамов и др. Под общей редакцией Ю.М. Черкашова. – М: ГУП НИКИЭТ, 2006. – 631 с.

# Секция 2

Инновационные технологии и материалы

---

# COMPUTATIONAL DETERMINATION OF FILTER INSERT MATERIALS FOR CONDUCTING NEUTRON CAPTURE THERAPY ON A CYCLIC ACCELERATOR R7- M

A.E. Ovsenev, M.V. Gladkikh, M.N. Anikin  
National Research Tomsk Polytechnic University,  
Russia, Tomsk, 30 Lenin Avenue, 634050  
E-mail: aeo3@tpu.ru

Currently, oncological diseases occupy one of the leading places among the causes of premature death of people. Thus, in 2023, oncological diseases caused every sixth death in Russia [1]. And due to the further deterioration of the environmental situation, the number of oncological diseases will only grow. Therefore, the development and implementation of new promising technological methods for the treatment of malignant neoplasms continues. Boron-neutron capture therapy (BNCT) is one of the promising methods of cancer treatment. BNCT is one of the methods of radiation therapy for the treatment of malignant neoplasms. The method is based on the nuclear neutron radiation capture reaction by strongly absorbing isotopes ( $B^{10}$ ,  $Gd^{157}$ ) [2].

To determine the parameters of the neutron source, a model of a beryllium target was formed. The model was formed in the PHITS program, which simulates radiation transfer using the Monte Carlo method [3].

The cyclic accelerator model in the PHITS program consists of a set of structural materials that are completely identical to a real cyclotron. To form a stream of epithermal neutrons in the experimental channel of the cyclic accelerator R7-M, it is necessary to use a special filter consisting of materials with high retarding ability and low neutron absorption, such as Pb, W, Bi,  $AlF_3$ ,  $D_2O$ ,  $CaF_3$ ,  $MgF_2$  [4].

When modeling the filter in the experimental channel of the cyclic accelerator R7-M, both pure materials such as Pb, Bi, W and various combinations of materials were used: Pb-W- $D_2O$  and Pb-Bi- $D_2O$ . During the calculations, the most optimal combination of thicknesses of various materials was determined for the formation of an epithermal neutron flux for BNCT. The thicknesses were: 17 cm for the first material, 10 cm for the second and 16 for the third. In these filter materials, the density of the epithermal neutron flux increases. The obtained data are close to the conditions necessary for conducting BNCT. The most promising option is to use a combination of Pb-Bi- $D_2O$  materials as the most suitable materials for calculation.

## REFERENCE

1. Zlokachestvennyye novoobrazovaniya v Rossii v 2023 godu (zabolevayemost i smertnost) / pod red. A.D. Kaprina [and etc] – M.: MHI OI, 2024. – 276 p.
2. Sauerwein W. A. G. et al. (ed.). Neutron capture therapy: principles and applications. – Springer Science & Business Media, 2012.
3. Sato T. et al. Features of particle and heavy ion transport code system (PHITS) version 3.02 // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2018. – T. 55, №. 6. – C. 684-690.
4. Tanaka H. et al. Characteristic evaluation of the thermal neutron irradiation field using a 30 MeV cyclotron accelerator for basic research on neutron capture therapy // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. – 2020. – T. 983. – P. 164533.

## **ADDITIVE MANUFACTURING OF IONIZATION CHAMBER MODELS CREATION**

F.N. Opoku<sup>1</sup>, A.A. Bulavskaya<sup>1</sup>, I.A. Miloichikova<sup>1,2</sup>, D.A. Polomoshnova<sup>1</sup>,  
S.G. Stuchebrov<sup>1</sup>

<sup>1</sup>National Research Tomsk Polytechnic University,  
Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050

<sup>2</sup>Cancer Research Institute, Tomsk National Research Medical Center,  
Russian Academy of Sciences,  
Russia, Tomsk, Kooperativny Lane, 5, 634009  
E-mail: fopokunti@gmail.com

In radiotherapy accurate administration of dose to patient during treatment is very crucial since the aim of radiotherapy is to maximize dose to the target while sparing surrounding healthy tissues. In view of this, dosimetry quality assurance for planning and delivery of treatment is carried prior to treatment where phantoms and detectors like the ionization chambers are used to calibrate equipment and verify treatment plans [1]. Traditional phantoms, however are expensive, generic, lack patient-specific anatomy, have fixed geometry, and homogeneous. The homogeneous nature of these phantoms limit their ability to radiologically represent the radiodensity heterogeneity nature of human tissues [2].

3D printing as a manufacturing technique can resolve these challenges as it is cost effective and can be used to develop patient specific phantoms [1]. However, the internal cavity of 3D printed dosimetry phantoms sometimes shrink after printing, thereby affecting the accurate positioning of detectors specifically ionization chambers in them. [3]. This can be resolved if models of ionization chambers are used in designing the cavity dimensions of 3D printed phantoms. In this study, the feasibility of using fused filament fabrication for the manufacturing of ionization chamber models for the creation of dosimetry phantoms were explored.

Computer-aided design models of three commercially available ionization chambers – IBA Farmer type FC65-P (0.65 cm<sup>3</sup>), IBA CC13 (0.13 cm<sup>3</sup>), and IBA Razor (0.01 cm<sup>3</sup>) were created in Fusion 360 software; and printed using polylactic acid on an Original Prusa XL 3D printer. The printed models were then evaluated using computed tomography imaging within solid plate phantoms to assess their positioning in the phantoms. The result demonstrated that the printed models were geometrically similar to the original ionization chambers, and fitted properly in the phantoms without airgaps. Also, since the material used in printing them were plastics, no artifacts were observed. This confirms the possibility of using fused filament fabrication to print models of ionization chambers that structurally resemble original ionization chambers.

*This work was supported by the Russian Science Foundation, project no. 24-29-00642.*

### **REFERENCE**

1. Lin B.Z.H. et al. Design and additive manufacture of patient-specific head phantom for radiotherapy // *Materials & Design*. – 2025. – Vol. 252. – P. 113719.
2. Nilsson D.P.G. et al. Patient-specific brain arteries molded as a flexible phantom model using 3D printed water-soluble resin // *Sci Rep*. – 2022. – Vol. 12, No 1. – P. 10172.

3. Opoku F.N. et al. Additive manufacturing application for ionization chambers prototype creation for customized dosimetry phantoms development // International Youth Forum. – М., 2025. – P. 121–126.

## **ИССЛЕДОВАНИЕ МАГНИТНОГО ИЗОТОПНОГО ЭФФЕКТА ПРИ КРИСТАЛЛИЗАЦИИ NaCl ИЗ ВОДНОГО РАСТВОРА**

В.Ф. Мышкин, М.Ю. Тимашева, А.Р. Капокова, А.-М. К.-Р. Оммик

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: myt8@tpu.ru

Магнитный изотопный эффект (МИЭ) связан с изменением физико-химических свойств при изотопном замещении из-за разницы в ядерных спинах и связанных с ними магнитных моментов. Исследования кристаллизации NaCl из водного раствора в слабом постоянном магнитном поле связаны с разработкой метода увеличения изотопного эффекта при кристаллизации. Выбор NaCl обусловлен простотой его кристаллизации и наличием лишь двух стабильных изотопов хлора ( $^{35}\text{Cl}$  и  $^{37}\text{Cl}$ ), а натрия имеет один стабильный изотоп.

Для исследования собрана экспериментальная установка, основу которой составляла термостабилизированная камера с источником постоянного магнитного поля. Раствор NaCl выпаривали при температуре 26–27 °С, а магнитное поле составляло 130 мТл. После испарения до 3 % воды раствор интенсивно перемешивали. Это вызывало интенсивное формирование микрокристаллов соли. Образование конденсированной фазы происходило в течении 5-10 минут, который быстро оседал. Полученный порошок сушили: 2–3 часа при температуре 230 С (130 С), а далее более 20 часов выдерживали при 70 С. Всего получены 14 образцов, из которых 13 синтезированы в магнитном поле, а один – без поля (контрольный).

Образцы кристаллов, размером менее 0,2 мм, изучали методом рентгеновской дифракции. Анализировали пятый (74,8°–75,8°) и шестой (83,7°–84,4°) дифракционные рефлексы, имеющие достаточно высокую интенсивность и хорошее разрешение по углу. При этом образцы 1–4 имели бежевую окраску, характерную для дефектной структуры, создаваемой длительным рентгеновским облучением. Поэтому остальные образцы сушили при температуре 130 С.

Из рентгеновских дифрактограмм видно следующее. Каждый дифракционный рефлекс, включая линии  $K_{\alpha 1}$  и  $K_{\alpha 2}$ , состоит из 3-6 пиков, накладывающихся друг на друга. Для образцов 5, 9, 10 и 12 наблюдается смещение пиков в дифракционных рефлексах в область больших углов (в пределах границы изотопного смещения), что возможно, связано с увеличением содержания  $^{37}\text{Cl}$  в локальных областях кристалла. Эти смещения не имеют системного характера. Также наблюдаются дополнительные пики в правой части рефлексов для образцов 5–7, отсутствующие также в контрольном образце. Такое хаотичное изменение структуры дифракционных

рефлексов для разных образцов, скорее всего, связано с наличием неконтролируемых факторов в процессе кристаллизации.

Обобщая полученные данные можно предположить следующее.

1. Слабое постоянное магнитное поле влияет на кинетику кристаллизации NaCl, что приводит к изменению распределения изотопов в кристаллической решетке.

2. Обнаружено обогащение по  $^{37}\text{Cl}$  в локальных областях кристаллов, на что указывает смещение пиков в дифракционных рефлексах.

## **ИЗГОТОВЛЕНИЕ НЕСТАНДАРТНЫХ ТОПЛИВНЫХ ТАБЛЕТОК ДЛЯ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАНА**

Т.М. Алдажаров, Е.В. Кириллов, М.К. Кылышканов, А.Н. Борсук

АО «Ульбинский металлургический завод»

Республика Казахстан, г. Усть-Каменогорск, пр. Абая 102

E-mail: AldazharovTM@ulba.kz

Научный центр АО «Ульбинский металлургический завод» – это высокотехнологичное научно-инженерное подразделение, представляющее собой ключевое звено трансфера технологий между фундаментальной наукой и высокоточным производством. Богатый опыт освоения новых технологических процессов и совершенствования уже внедренных технологий, постоянная нацеленность на выполнение не только существующих, но и перспективных требований к качеству продукции, позволили специалистам Научного центра АО «УМЗ» сохранить уверенность в своих возможностях при решении практически любых задач в данной сфере деятельности. Целью данной работы была разработка технологии изготовления топлива с различным содержанием U-235 по массе, исключая смешения материалов со штатной продукцией на всех технологических переделах, а также изготовление топливных таблеток по данной технологии.

Процессы производства таблеток из порошков оксидов урана, полученных по различным технологическим схемам, идентичны. Другим немаловажным моментом являлось получение порошков диоксида урана с массовой долей изотопа U-235, значение которой должно иметь минимальное отклонение от заданной величины. Кроме этого, была исключена операция шлифования топливных таблеток. В связи с этим, расчет и изготовление пресс-инструмента для формования данных таблеток производились с повышенной точностью, обеспечивающей получение их геометрических размеров в соответствии с требованиями спецификации. Задача в изготовлении такого топлива была поставлена перед НЦ АО «УМЗ» с учетом несомненного наличия у специалистов предприятия необходимых компетенций в области технологий изготовления реакторного топлива и многолетнего опыта решения самых сложных технологических задач уранового производства.

Итогом данной работы было изготовление топливных таблеток с различным обогащением по U-235. Был проведен контроль всех партий таблеток по параметрам

в соответствии с требованиями спецификации. Результаты спектрометрических измерений показали, что применение топливных таблеток нестандартного обогащения, изготовленных АО «УМЗ», позволило решить задачу создания ТВС с равномерным профилем энерговыделения в радиальном сечении. При этом результаты измерений практически совпали с результатами нейтронно-физических расчетов, что явилось свидетельством высокого качества технологических решений, предложенных специалистами АО «УМЗ» при изготовлении топливных таблеток, и одновременно точности расчетной оценки параметров экспериментального устройства, выполненной специалистами РГП НЯЦ РК.

## **ЭКСТРАКЦИЯ СКАНДИЯ ИЗ СЕРНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ ДИ(2-ЭТИЛГЕКСИЛ)ФОСФОРНОЙ КИСЛОТЫ В СМЕСИ С Н-ДОНОРАМИ**

И.Ю. Флейтлих, Н.А. Григорьева

Институт химии и химической технологии Сибирского отделения  
Российской академии наук – обособленное подразделение ФИЦ КНЦ СО РАН,  
Россия, г. Красноярск, Академгородок 50/24, 660036

E-mail: fleita@sibnet.ru

Скандий является одним из самых дорогих редких металлов. Лигатуры на его основе применяются прежде всего в космических технологиях, в лазерной технике, в алюминий-магний-скандиевых сплавах. Скандий не образует крупных месторождений, перспективными источниками скандия являются техногенные отходы: красные шламы при переработке бокситов, оборотная серная кислота и др. В технологических процессах скандий, как правило, переводится в водные растворы серной кислоты с последующим его извлечением экстракционными методами. Одним из самых эффективных экстрагентов для извлечения скандия из сернокислых растворов является ди(2-этилгексил)фосфорная кислота (Д2ЭГФК, HR), или её смеси с другими экстрагентами.

Исследовано влияние органических кислот (монокарбоновых кислот, алифатических спиртов, производных фенолов) на экстракцию скандия из сернокислых растворов ди(2-этилгексил)фосфорной кислотой (Д2ЭГФК). Показано, что во всех случаях введение добавок в органическую фазу приводит к антагонистическому эффекту, т.е. ухудшению экстракции скандия. Антагонистический эффект меняется в ряду: Д2ЭГФК + октиловый спирт > Д2ЭГФК + 4-трет.бутилфенол >> Д2ЭГФК + октановая кислота.

Системы Д2ЭГФК с октиловым спиртом исследованы более подробно. На основании анализа закономерностей межфазного распределения скандия с использованием ИК- и ЯМР-спектроскопии сделан вывод, что экстракция скандия Д2ЭГФК в октиловом спирте обусловлена образованием экстрагируемого соединения состава  $ScR_3$ , в отличие от «инертных» растворителей (типа декана, толуола и др), где состав экстрагируемого соединения при избытке экстрагента отвечает формуле  $Sc(HR_2)_3$ .

Экстракция скандия в системах с Д2ЭГФК очень сильная, извлечение скандия в органическую фазу даже при концентрации серной кислоты, равной 5,0 моль/л, близко к 100 % (97 %). Соответственно, его реэкстракция растворами серной кислоты практически невозможна. На практике реэкстракция скандия осуществляется щелочными растворами едкого натра в трехфазном варианте. В результате чего получают мелкодисперсные труднофилтруемыми осадки  $\text{Sc}(\text{OH})_3$ , при этом имеет место загрязнение осадков экстрагентом. Нами в качестве реэкстрагента использовались щелочные растворы сорбита, из класса многоатомных спиртов. Поскольку многоатомные спирты являются слабыми кислотами, комплексообразование проявляется, в основном, в щелочной среде, в которой облегчается диссоциация оксигрупп спиртов. Реэкстракция скандия была практически полной в двухфазной системе, т. е. без образования осадков как с индивидуальной Д2ЭГФК, так и её смесями с другими экстрагентами.

Экстракционные системы на основе Д2ЭГФК и высших спиртов, например, 2-этилгексанола, могут быть использованы при извлечении скандия из различных технологических растворов, в частности, красных шламов при переработке бокситов, оборотной серной кислоты и др.

*Работа выполнена в рамках государственного задания ИХХТ СО РАН (проект FWES-2021-0014).*

## **БЕРИЛЛИД ХРОМА $\text{CrBe}_{12}$ – ФУНКЦИОНАЛЬНЫЙ МАТЕРИАЛ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ ТЕХНИКИ**

М. Подойников, М.К. Кылышканов, А.Н. Борсук

АО «Ульбинский металлургический завод»,

Республика Казахстан, г. Усть-Каменогорск, проспект Абая, 102, 070000.

E-mail: Podoinikovma@ulba.kz

Бинарные интерметаллические соединения типа  $\text{MBe}_{12}$  (бериллиды) по своим характеристикам жаропрочности, твердости, устойчивости к окислению имеют преимущество по сравнению с чистым конструкционным бериллием. По этой причине бериллиды имеют потенциал применения в ядерной и термоядерной энергетике, авиакосмической отрасли, приборостроении и других отраслях промышленности.

В работе представлены результаты исследований по изучению процесса взаимодействия стехиометрической смеси порошков бериллия и хрома в процессе их термообработки при различной температуре с образованием интерметаллических соединений и формированием монофазной структуры бериллида хрома  $\text{CrBe}_{12}$ , а также получению заготовок и изделия из этого материала.

Проведёнными исследованиями установлено, что взаимодействие между бериллием и хромом в виде уплотненной порошковой смеси, стехиометрически соответствующей соединению  $\text{CrBe}_{12}$ , начинает развиваться с образованием интерметаллидов при температуре 800 °С, а при температуре 1200 °С происходит полный синтез соединения  $\text{CrBe}_{12}$  в течение одного часа. Методом вакуумного

горячего прессования были получены заготовки различного диаметра от 50 до 88,3 мм и высотой от 50 до 93,5 мм. При этом установлены оптимальные параметры получения заготовок с плотностью, максимально приближенной к теоретической  $2,44 \text{ г/см}^3$  и полным прохождением реакции синтеза интерметаллида  $\text{CrBe}_{12}$ .



*Рис. 1. Прототип блока замедлителя/размножителя нейтронов в виде «трилистника» и микроструктура изделия в поляризованном свете*

В результате обработки технологических режимов в условиях действующего производства были получены изделия из бериллида хрома  $\text{CrBe}_{12}$  с однородной структурой с плотностью не менее 99 % от теоретической, с размерами, которые сопоставимы с реальными размерами элементов замедлителей/отражателей нейтронов. На рис. 1 приведен прототип блока замедлителя/размножителя нейтронов в виде «трилистника» и микроструктура изделия в поляризованном свете.

### **ИССЛЕДОВАНИЕ ФАКТОРОВ, ДЕСТРУКТИРУЮЩИХ ТБФ, И РАЗРАБОТКА СПОСОБА УДАЛЕНИЯ ПРОДУКТОВ ДЕСТРУКЦИИ ТБФ ИЗ ЭКСТРАКЦИОННОЙ СИСТЕМЫ**

И.А. Хлебникова, А.А. Гофман

Акционерное общество «Ульбинский металлургический завод»

Казахстан, г. Усть-Каменогорск, пр. Абая 102, 070005

В процессе переработки химического концентрата природного урана (ХКПУ) основной задачей является очистка целевого компонента – урана от различных примесей в максимально возможной степени, для чего применяется экстракционный или сорбционный аффинаж.

В АО «УМЗ» при производстве порошка октаоксида триурана предусмотрена операция экстракционного аффинажа с использованием нейтрального экстрагента – трибутилфосфата (ТБФ), характеризующегося высокой селективностью по отношению к урану и значительной экстракционной способностью. Недостатками

экстрагента являются образование и накопление в ТБФ продуктов его деградации, образующихся при воздействии: термолиза, гидролиза, окисления, радиолиза.

Наличие в экстракционной системе «ТБФ-раствор» моно- и дибутилфосфатных кислот, обладающих более высокой экстракционной способностью, чем ТБФ, снижает эффективность экстракционного аффинажа. А именно, в присутствии продуктов деструкции ТБФ образуются комплексы нежелательных ионов-металлов, которые экстрагируются совместно с ураном. В частности, наличие в экстрагенте дибутилфосфорной кислоты в количестве 0,01 % приводит к увеличению количества экстрагируемого циркония вдвое [1]. К тому же, продукты деструкции ТБФ становятся причиной образования в экстракционной системе третьей фазы.

Анализ научно-технической литературы показал наличие сведений об индивидуальном влиянии вышеперечисленных факторов на скорость деструкции ТБФ, однако оценка их значимости отсутствует.

При проведении исследований в АО «УМЗ» определена степень влияния различных факторов на деструкцию ТБФ. Определены технологические свойства проб экстрагентов, содержащих продукты деструкции ТБФ, образующихся в результате воздействия вышеперечисленных факторов. Согласно результатам исследований установлено, что в технологическом цикле экстракционного аффинажа урана преобладающими факторами, обуславливающими деструкцию ТБФ, отрицательно влияющими на параметры процесса экстракционного аффинажа, являются кислотный гидролиз и термолиз.

В процессе исследований изучены условия выделения продуктов деградации ТБФ из урансодержащих регенерирующих растворов. Предложен способ переработки регенерирующих растворов, выведенных из технологического процесса. Преимуществом предложенного способа является избирательное выделение продуктов деградации ТБФ из растворов, при минимальном количестве отходов, и возможность рециклинга очищенных урансодержащих растворов в технологическом цикле переработки урана. В процессе апробации указанного способа установлено, что степень извлечения продуктов деградации ТБФ из растворов составляет 99 %. Универсальность способа позволяет применять его для растворов с различным содержанием урана и концентрацией продуктов деструкции ТБФ.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Нейлор, А. Экстракционные системы с ТБФ. Химия продуктов деления при экстракции ТБФ. Переработка топлива энергетических реакторов: сборник статей/ Перевод с английского языка под ред. В.Б. Шевченко. – М.: Атомиздат, 1972. – 264 с.

## **ПРОВЕДЕНИЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ РАДИОБИОЛОГИЧЕСКОГО СТЕНДА НА БАЗЕ РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ**

В.С. Буракевич<sup>1</sup>, А.А. Булавская<sup>1</sup>, И.А. Милойчикова<sup>1,2</sup>, С.Г. Стучебров<sup>1</sup>

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

<sup>2</sup>НИИ онкологии Томского НИМЦ,  
Россия, г. Томск, пер. Кооперативный, 5, 634009

E-mail: burakevich03@list.ru

Рентгеновское излучение является одним из наиболее распространенных источников ионизирующего излучения в радиобиологических и доклинических исследованиях. В данных исследованиях ключевым моментом является точное измерение дозовых нагрузок при облучении для обеспечения точности, надежности и воспроизводимости результатов экспериментов и связанных с ними биологических эффектов. Как следствие, дозиметрическое обеспечение играет ключевую роль при разработке и внедрении новых облучающих установок для радиобиологических задач [1].

В данной работе было необходимо провести калибровку параметров и исследовать дозиметрические характеристики рентгеновского пучка для эксплуатации нового радиобиологического стенда, что позволит в дальнейшем обеспечивать точность результатов при облучении исследуемых образцов. Предложенный в работе радиобиологический стенд состоит из: рентгеновского аппарата РАП 160-5 с набором алюминиевых фильтров; электрометра UNIDOS E в комплекте с плоскопараллельной ионизационной камерой 23342 и проходной плоскопараллельной ионизационной камерой 34060; твердотельного тканеэквивалентного фантома RW3 T29672.

В ходе исследования были определены мощности поглощенной дозы рентгеновского излучения в фантоме при разных напряжениях на трубке. Далее были получены зависимости мощности поглощенной дозы от толщины алюминиевого фильтра, на основе которых были рассчитаны слои половинного ослабления рентгеновского излучения с разными анодными напряжениями. В результате были выбраны алюминиевые фильтры для разных напряжений. Были получены мощности дозы с помощью проходной камеры PTW SFD 34060 и плоскопараллельной камерой PTW 23342. Также было проведено измерение глубинных распределений доз рентгеновского излучения в пластиковых образцах. По совокупности проведенных измерений была создана и апробирована методика по определению режимов работы радиобиологического стенда для решения конкретной исследовательской задачи. Разработанный стенд будет использоваться для проведения радиобиологических исследований и доклинических исследований в области лучевой терапии.

*Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ №24-29-00642.*

### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. DeWerd L. A., Kunugi K. Accurate dosimetry for radiobiology // International Journal of Radiation Oncology Biology Physics. – 2021. – Т. 111. – №. 5. – С. e75-e81.

## ВИСМУТ И ЕГО СОЕДИНЕНИЯ В ЯДЕРНОЙ ТЕХНИКЕ И МЕДИЦИНЕ

Ю.М. Юхин, Е.С. Коледова, О.Д. Шеина

Институт химии твердого тела и механохимии СО РАН,

Россия, г. Новосибирск, ул. Кутателадзе, 18, 630090

E-mail: yukhin@solid.nsc.ru

Висмут и его соединения нашли широкое применение в современной технике и медицине [1,2]. В ядерной технике висмут и его эвтектический сплав со свинцом используется в качестве жидкометаллического теплоносителя в некоторых типах ядерных реакторов, в частности на атомных подводных лодках. Перспективно использование висмута в реакторах с жидкометаллическим топливом – ураном, растворенным в расплавленном висмуте. Висмут применяют в технике и медицине для защиты от радиации, используют также при получении полония – важного элемента радиоизотопной промышленности. Германат висмута – сцинтилляционный материал применяют в ядерной физике, компьютерной томографии. В медицине соединения висмута (оксид, субсалицилат, трикалия дицитрат) используют в качестве рентгеноконтрастного материала, а фармацевтическая субстанция диэтилентриаминпентауксусной кислоты висмутдинатриевая соль используется в качестве противоопухолевого препарата в бинарной лучевой терапии.

Для энергетических реакторов, работающих с жидкометаллическими теплоносителями, требуется висмут высокой чистоты. Разработан способ получения висмута высокой чистоты марки Ви 000, содержащего не менее 99,999 % висмута из технического металла марки Ви 2, содержащего не менее 97,0 % висмута. Способ основан на гидролитической переработке висмутсодержащих азотнокислых растворов с получением оксида висмута. В результате восстановления оксида висмута в расплаве гидроксида натрия, содержащем серу при температуре 500 °С и при соотношении оксид висмута: гидроксид натрия: сера равном 1 : 1,31 : 0,20 получен металлический висмут высокой чистоты.

Сравнение способов получения германата висмута: твердофазного из оксидов висмута и германия, а также по реакции взаимодействия оксогидроксонитрата висмута с раствором германата аммония при рН 7–10 свидетельствует, что преимуществом последнего является возможность получения продукта непосредственно на предприятиях, производящих соединения висмута. Промышленное освоение процесса гидролитической переработки висмут-, германий и платинусодержащих отходов производства монокристаллов германата висмута позволило осуществить комплексную их переработку с получением оксидов висмута и германия высокой чистоты, а также платины.

В ИХТТМ СО РАН разработана технология получения лекарственной субстанции висмута трикалия дицитрата, включенной Распоряжением Правительства РФ в «Перечень жизненно необходимых и важнейших лекарственных препаратов на 2020 г.», а на ООО «Велфарм» (г. Курган) организовано производство на ее основе

отечественного противоязвенного препарата «Витридинол» типа «Де-Нол» (Нидерланды).

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Юхин Ю.М., Михайлов Ю.И. Химия висмутовых соединений и материалов. – Изд-во СО РАН, Новосибирск, 2001. – 360 с.
2. Юхин Ю.М., Коледова Е.С., Логутенко О.А. Висмут и его соединения в медицине – М.: РАН, 2022. – 234 с.

### ОБРАБОТКА И КОМПЛЕКТАЦИЯ ХИМИЧЕСКОЙ ПРОДУКЦИИ В СРЕДЕ ОСУШЕННОГО ВОЗДУХА

А.В. Козлова, Л.В. Кустов, А.Л. Татаренко, Ю.В. Снопков

Публичное акционерное общество «Новосибирский завод химконцентратов»

Россия, г. Новосибирск, ул. Богдана Хмельницкого, 94, 630110

E-mail: AVyKozlova@rosatom.ru

Литий в металлическом состоянии довольно активно реагирует с кислородом и влагой в воздухе, постепенно покрываясь оксидной плёнкой, что сказывается на химических свойствах и внешнем виде готовой продукции [1].

Целью данной работы является внедрение технологии обработки и комплектации лития металлического в среде осушенного воздуха, относительная влажность которого должна быть не более 0,2 % (не более минус 53 °С точки росы). Для решения заданной цели были поставлены следующие задачи: определить способ осушения воздуха, разработать проектную документацию, провести монтаж оборудования, внедрить технологию обработки и комплектации лития металлического в среде осушенного воздуха.

Рабочей группой было принято решение разработать помещение под названием «Сухая комната», предназначенное для механической обработки слитков лития металлического, изучения физических свойств слитков и упаковки готовой продукции в среде осушенного воздуха.

Осушение воздуха в помещении проводится системой осушения воздуха. Управление осушителем осуществляется при помощи панели управления, в которой устанавливаются и отслеживаются значения температуры составных частей оборудования, температура осушенного воздуха на выходе, интенсивность потока и температура точки росы. Для увеличения эффективности работы осушителя установлен промышленный охладитель (далее по тексту – чиллер). Микропроцессорная система управления чиллером автоматически регулирует мощность (включение и выключение компрессоров), в зависимости от текущей тепловой нагрузки. Также предусмотрена система диспетчеризации, которая позволяет контролировать параметры оборудования непосредственно в помещении сухой комнаты и перед ней.

В помещении «Сухая комната» согласно технологическому процессу изготовления товарных партий цилиндрических слитков лития металлического

проводились: токарная обработка боковой поверхности цилиндрических заготовок, обрезка заготовок в размер слитка, отбор и оформление проб; контроль внешнего вида слитков, упаковка и комплектация партий.

В результате внедрения технологии обработки и комплектации цилиндрических слитков в среде осушенного воздуха улучшено качество готовой продукции, сокращено время проведения технологических операций и увеличена производительность труда за счёт свободного перемещения внутри «Сухой комнаты». Данный опыт реализованных работ доказывает применимость системы осушения воздуха в производственных процессах, требующих поддержания параметров влажности на определенном уровне.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. ГОСТ 8774–75. Литий. Технические условия: межгосударственный стандарт Российской Федерации : издание официальное : утвержден и введен в действие постановлением Государственного комитета стандартов Совета Министров СССР от 12 мая 1975 г. № 1252 : дата введения 1977-01-01. – Москва : Изд-во стандартов, 1987. – 4 с.

### **ПРИМЕНЕНИЕ МАЛОГАБАРИТНОГО БЕТАТРОНА КМБ-8 В ИНТРАОПЕРАЦИОННОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ: ИССЛЕДОВАНИЕ ДОЗОВОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ И ХАРАКТЕРИСТИК ПУЧКА ЭЛЕКТРОНОВ**

С.Н. Мамаева<sup>1</sup>, Т.Е. Гоголева<sup>1</sup>, М.М. Рычков<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Северо-Восточный федеральный университет имени М.К. Аммосова,  
Россия, г. Якутск, Кулаковского, 48, 677013

<sup>2</sup>Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050  
E-mail: sargylana\_mamaeva@mail.ru

Развитие современных технологий в области медицины, промышленной радиографии, научных исследований и обеспечения радиационной безопасности требует постоянного совершенствования компактных, эффективных и универсальных источников ионизирующего излучения. Одним из таких устройств является малогабаритный бетатрон КМБ-8 (Томский политехнический университет, Россия), способный генерировать электронное излучение с энергией до 8 МэВ. Его потенциальное применение в медицинской практике, в частности для интраоперационной лучевой терапии (ИОЛТ) [1], обусловлено такими его преимуществами, как относительно низкая стоимость, простота конструкции и возможность точечного воздействия на опухолевые ткани, что минимизирует повреждение здоровых клеток. Однако перед внедрением в клиническую практику требуется тщательное изучение характеристик формируемого электронного пучка и его поведения в различных условиях. Для безопасного и эффективного применения данного оборудования необходимо детально исследовать параметры излучения в воздухе и в водном фантоме. Исследование дозного распределения позволяет определить пространственную структуру поля излучения, выявить

особенности формирования дозы в различных зонах, оптимизировать условия применения установки и обеспечить надежную защиту персонала.

В данной работе исследовались параметры электронного пучка бетатрона КМБ-8, включая мощность поглощённой дозы и поглощённой дозы, в зависимости от внешних факторов – температуры и давления окружающей среды, а также от расстояния между аппликатором бетатрона и детектором. Для проведения измерений использовались фантом IBA SP34 QA Phantom, универсальный дозиметр ДКС-101 с ионизационной камерой БМК-06, который обеспечивает высокую точность измерений в широком диапазоне энергий. Эксперименты проводились в каньоне №1 радиотерапевтического отделения Якутского республиканского онкологического диспансера (ЯРОД) в совместной лаборатории Северо-Восточного федерального университета имени М.К. Аммосова и ЯРОД «Электронные пучки и радиационная терапия», соответствующем требованиям радиационной безопасности.

Результаты данного исследования могут быть применены для разработки медицинского аппарата на основе малогабаритного бетатрона КМБ-8, способного повысить доступность и эффективность лучевой терапии приповерхностных злокачественных новообразований и обработки ложе опухолей, например, при ИОЛТ рака молочной железы.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Сухих Е.С. Относительная дозиметрия выведенного электронного пучка бетатрона // Известия вузов. Физика. – 2013. – № 1-2. – С. 248-253.

### **ОСОБЕННОСТИ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ЛАЗЕРНЫХ ИМПУЛЬСОВ В ГЕТЕРОГЕННОЙ СРЕДЕ**

Р.Р. Яруллов, В.Ф. Мышкин, В.А. Хан, В. Басс

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: rry3@tpu.ru

Лазерные системы, использующие наносекундные лазерные импульсы, играют важную роль при мониторинге окружающей среды и изменения климата, океанографических исследованиях. Для оптического излучения природные воды представляют собой гетерогенную среду, содержащую растворенные вещества, микрочастицы, а также нано и микропузырьки воздуха.

Настоящие исследования посвящены изучению степени влияния среды, находящейся позади передатчика в пределах поля зрения приемника системы подводной оптической связи (UOWC). Кроме лучей, рассеянных в пространстве между излучателем и фотоприемником, находящемся в пределах поля зрения фотоприемника, на фотоприемник UOWC попадают лучи, рассеянные из разных областей.

При моделировании UOWC с помощью компьютерной программы [1], учитывали лишь кластеры нанопузырьков воздуха диаметром 0,15 мкм, которые распределены равномерно по объему. Расчеты проводили для лазерного импульса длительностью 1 нс: расстояние между излучателем и фотоприемником - 20 м, а рассеивающая область за передатчиком распространяется до «-» 16 м.

При концентрации кластеров  $6 \cdot 10^9 \text{ см}^{-3}$  время достижения максимума рассеянного потока составляет 1,1 нс из-за затягивания заднего фронта импульса за счет рассеянных потоков. Расчеты показывают, что при передаче с частотой 500 МГц импульсов оптического излучения длительностью 1 нс величина максимумов составляет  $1,129349 \cdot 10^{-4}$  и наблюдается постоянный поток  $4,800079 \cdot 10^{-6}$ .

При относительной мощности 1,0 передаваемого лазерного импульса прямоугольной формы длительностью 1 нс, величина потока на входе фотоприемника составляет  $4,22453 \cdot 10^{-5}$ , рассеянного из пространства между излучателем и приемником потока равно  $4,71264 \cdot 10^{-5}$ . При учете рассеянного потока из области за излучателем толщиной 14 м величина рассеянного потока на входе в фотоприемник увеличивается до  $8,01148 \cdot 10^{-5}$ , а при увеличении толщины этой области до 16 м –  $8,48275 \cdot 10^{-5}$ .

При увеличении длины подводной трассы, содержащей лишь кластеры бабстонов, влияние области за излучателем на дисперсию импульса увеличивается.

При учете области за фотоприемником, максимальный поток рассеянного излучения наблюдается в диапазоне концентраций кластеров бабстонов  $5 \cdot 10^7 - 3 \cdot 10^9 \text{ см}^{-3}$ .

При использовании систем UOWC необходимо учитывать потоки излучения, рассеянные из области, находящейся за излучателем. На трассах длиной 20 м и концентрации кластеров бабстонов  $6 \cdot 10^9 \text{ см}^{-3}$  длина подводной трассы ограничиваются за счет ослабления лазерного излучения, а дисперсия импульсов незначительна. Вклад кластеров бабстонов в ограничение полосы пропускания систем UOWC становится существенным в чистой воде на трассах более 20 м и концентрацией кластеров бабстонов  $10^7 \text{ см}^{-3}$  за счет рассеяния в области за излучателем.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мышкин В.Ф., Хан В.А., Баландин С.Ф. и др. Влияние кластеров нанопузырьков воздуха на распространение оптических импульсов в воде // Оптика атмосферы и океана. – 2025. – Т. 38. – № 03. – С. 165–171. DOI: 10.15372/AOO20250301.

### РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ФОТОСЕДИМЕНТАЦИОННОГО АНАЛИЗА ГРАНУЛОМЕТРИЧЕСКОГО СОСТАВА ДИОКСИДА АМЕРИЦИЯ НА ИМИТАТОРЕ

А.А. Якунина, А.В. Сиротина, С.П. Журавков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aay47 @tpu.ru

Актуальность работы определяется получением диоксида америция как товарной продукции. Цель работы заключалась в отработке методики определения гранулометрического состава порошка диоксида америция на имитаторе (оксид неодима (III)).

Ввиду радиоактивности америция выбор подходящих методов гранулометрического анализа ограничен. Микроскопический метод и метод лазерной дифракции небезопасны в реализации, при чем для второго требуется сравнительно большое количество анализируемого материала [1, 2]. Преимуществами фотоседиментационного анализа над вышеперечисленными является отсутствие прямого контакта оператора с радиоактивным материалом на этапе измерения и возможность работы с малыми количествами вещества (4–10 мг) [3–5].

В рамках отработки методики проведено 30 опытов, по данным которых рассчитан медианный диаметр частиц оксида неодима и построены седиментационные кривые (рис. 1). Разброс значений медианного диаметра в опытах по основной методике составил 0,9–1,4 мкм.

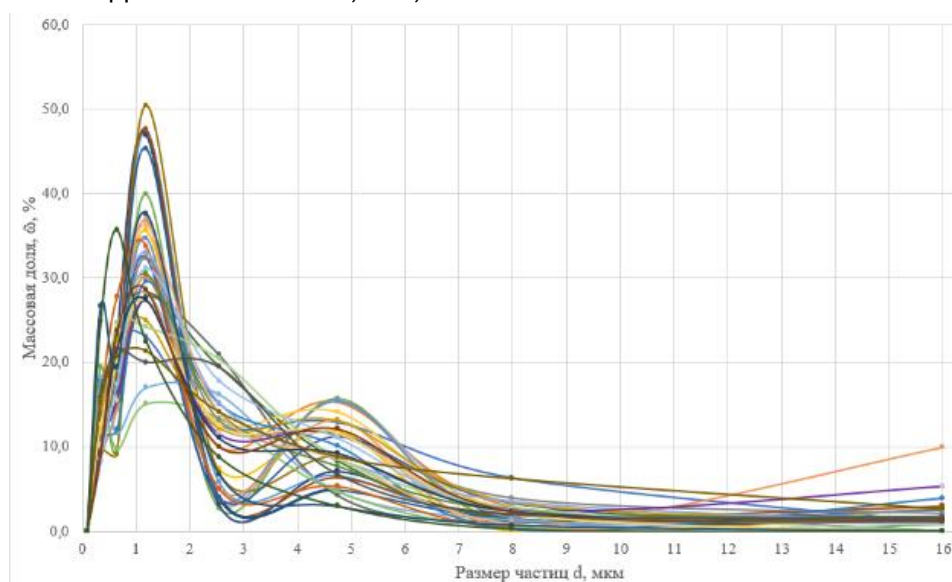


Рис. 1. Седиментационные кривые фракций исследуемого порошка

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Румянцев В. Гранулометрический анализ с помощью лазерных анализаторов серии SALD компании Shimadzu // Оборудование и материалы. – 2013. – С. 60–62.
2. Методы контроля гранулометрического состава порошка вольфрама [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://metal-archiv.ru/redkie-metally/4234-metody-kontrolya-granulometricheskogo-sostava-zernistosti-poroshka-volframa.html>. – 21.07.2025.
3. Сваровская Н.А. Дисперсные системы. Седиментационный анализ суспензий. – М.: РГУ нефти и газа им. И. М. Губкина, 2014. – 46 с.
4. Шалепина М.В. Фотоседиментационный метод анализа дисперсных систем // Труды БГТУ. – 2020. – Сер. 2. – № 2. – С. 82–86.
5. Путилова И.Н. Руководство к практическим занятиям по коллоидной химии. – М.: Высшая школа, 1961. – 342 с.

# ПОЛУЧЕНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ ПОРОШКОВ ОКСИДА ЦИРКОНИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СТАБИЛИЗАТОРОВ

Я.О. Мурашко, С.П. Журавков

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

E-mail: yom3@tpu.ru

Благодаря биосовместимости и своим физическим и химическим свойствам керамика на основе тонкодисперсного порошка диоксида циркония  $ZrO_2$  с добавлением различных стабилизаторов находит широкое применение в качестве защитных покрытий различных металлических деталей, твердых электролитов топливных элементов, режущих инструментов, реконструкционного материала костных тканей [1]. Исследования в области синтеза тонкодисперсных порошков и изучение их свойств представляют особый интерес, поскольку в настоящее время в России до сих пор не решена проблема получения изделий из керамики, отвечающих современным требованиям [1].

В работе получено десять различных образцов тонкодисперсного диоксида циркония  $ZrO_2$ . В качестве стабилизаторов использовались оксиды  $MgO$ ,  $CaO$  и  $Al_2O_3$ . Образцы получены с использованием золь-гель технологии из растворов солей нитратов. В течение синтеза образцов проводилась сушка (на воздухе при комнатной температуре), прокаливание (при температуре  $750\text{ }^\circ\text{C}$  в течение 2,5 часов) и измельчение. Влияние стабилизаторов на удельную поверхность устанавливали методом тепловой десорбции азота (БЭТ).

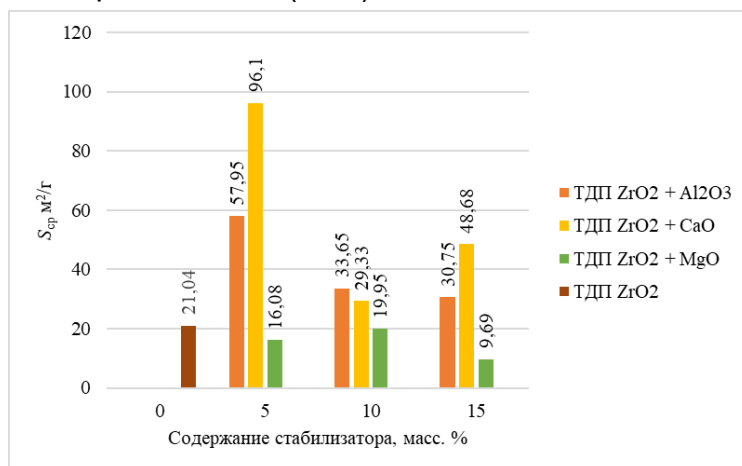


Рис. 1. Результаты измерения величины удельной поверхности образцов тонкодисперсных порошков (ТДП) диоксида циркония с добавками

Добавление стабилизатора  $MgO$  приводит к уменьшению удельной поверхности образцов по сравнению с исходным (ТДП  $ZrO_2$ ), в то время как добавление стабилизаторов  $CaO$  и  $Al_2O_3$  увеличивают удельную поверхность. Наибольшей величины удельной поверхности, которая составила  $96,1\text{ м}^2/\text{г}$ , удалось достичь при добавлении 5 масс. % стабилизатора в виде оксида кальция  $CaO$ .

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Современные методы получения оксидных нанопорошков и наноструктурированной керамики : учебное пособие для вузов / М.В. Калинина, Н.Ю. Федоренко, Т.Л. Симоненко, О.А. Шилова ; под редакцией О. А. Шилова. – 2-е изд., стер. – Санкт-Петербург : Лань, 2024. – 72 с.

### **РОЛЬ РЕДКОЗЕМЕННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В СТРУКТУРАХ ВОЛЬФРАМАТОВ, ПОЛУЧЕННЫХ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ ПОРОШКОВ ВОЛЬФРАМА**

Д.С. Токарев, А.В. Мостовщиков

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

E-mail: dst13@tpu.ru

Люминесцентные материалы играют значительную роль в различных отраслях промышленности и техники, к примеру, люминофоры широко применяются в осветительной технике, медицинском оборудовании, дизайне и декорировании, приборах дозиметрии и детектирования ионизирующего излучения. Большинство современных люминофоров легированы активаторами люминесценции. Роль активатора в большинстве случаев выполняют редкоземельные элементы. Вид и концентрация активатора, как правило, определяет основные характеристики люминофора, а именно спектр свечения, энергию возбуждения люминесценции и интенсивность свечения. Также, выделяется ряд самоактивированных люминофоров, основными представителями которых являются группы вольфраматов и молибдатов. Несмотря на то, что данные люминофоры проявляют люминесцентные свойства без активатора, добавление ионов редких земель в структуру таких материалов модифицирует спектр свечения, что в свою очередь существенно расширяет область их применения.

Активатор, как правило, внедряют в матрицу в процессе синтеза люминесцентного материала. При использовании наноразмерных порошков металлов в процессах твердофазного синтеза [1] взаимодействие материала активатора с материалом, образующим матрицу-носитель может отличаться от реализации методов с применением микронных оксидных порошков. В рамках настоящей работы оценена специфика влияния наноразмерных и микронных порошков металлов на активатор люминесценции и конечные свойства получаемых вольфраматов при осуществлении твердофазного синтеза.

В результате работы рассмотрены структуры  $ZnWO_4:Dy$  и  $BaWO_4:Sm$ . Установлено, что применение ионов  $Dy^{3+}$  в структуре  $ZnWO_4$  влияет на цвет свечение люминесценции не только при возбуждении наиболее подходящим УФ-областью спектра, но и при возбуждении синхротронным излучением. Также в рамках работы показано, что структуры  $BaWO_4:Sm$  полученные при классическом режиме твердофазного синтеза из нанопорошка  $W$  имеют лучшую кристаллическую структуру, но меньшую интенсивность свечения, в сравнении с образцом из порошка  $WO_3$

микронного размера. При повышении температуры синтеза и меньшем времени выдержки наблюдается расслоение и ухудшение интенсивности свечения в образце из WO<sub>3</sub>, в то время как в образце, полученном из нанопорошка W таких эффектов не наблюдается, интенсивность образца существенно возрастает.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2827938 РФ. МПК C01F 41/00, C01G 9/00, C01F 5/00 C01F 11/00, B82B 1/00. Способ получения вольфраматов двухвалентных металлов / А.В. Мостовщиков, Д.С. Токарев, Д.В. Тихонов. Заявлено 09.04.2024; Опубл. 04.10.2024, Бюл. № 28. – 8 с.

### СОЗДАНИЕ ЦИФРОВОЙ ТРЕХМЕРНОЙ МОДЕЛИ УНИВЕРСАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА ОБЛАСТИ ГРУДНОЙ КЛЕТКИ

Е.А. Дидык<sup>1</sup>, А.А. Булавская<sup>1</sup>, И.А. Милойчикова<sup>1,2</sup>, С.Г. Стучебров<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

<sup>2</sup>НИИ онкологии Томского НИМЦ,

Россия, г. Томск, пер. Кооперативный, 5, 634009

E-mail: ean25@tpu.ru

Важность медицинской физики для практического здравоохранения растет с каждым годом. Этот рост обусловлен не только с увеличением количества внедрения современных технологий лучевой диагностики и лечения, но и увеличением числа случаев заболеваний.

Трехмерная печать в медицинской физике охватывает широкий спектр применений, включая создание анатомических моделей для хирургов, индивидуальных имплантатов и протезов, устройств формирования радиотерапевтических полей. Эта технология позволяет не только улучшить результаты медицинских вмешательств, но и повысить безопасность пациентов. Авторами работы [1] было предложено использовать метод послойного наплавления для изготовления дозиметрических фантомов. Разнообразие материалов и параметров трехмерной печати позволяет создавать изделия, имитирующие ткани человека по взаимодействию с ионизирующим излучением [2].

В данной работе была создана цифровая трехмерная модель универсального дозиметрического фантома области грудной клетки. Конструкция предложенного фантома состоит из корпуса и набора сменных блоков, имитирующих мягкие, легочные и костные ткани человека. Уникальность предложенного фантома состоит в возможности формирования распределения внутренней плотности в соответствии с реальными томографическими данными. Дополнительно предусмотрено размещение дозиметрического оборудования, такого как ионизационные камеры и пленочные дозиметры.

*Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ №25-79-10236.*

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Miloichikova I.A., Bulavskaya A.A., Polomoshnova D.A. Numerical simulation of radiotherapy beam interaction with soft tissues and PLA plastic for 3D printing of dosimetric phantoms / I.A. Miloichikova, A.A. Bulavskaya, D.A. Polomoshnova [and etc.] // Сибирский онкологический журнал. – 2024. – Т. 23. – № 6. – С. 62-69.
2. Поломошнова Д.А., Булавская А.А., Милойчикова И.А., Стучебров С.Г. Подбор материалов для создания дозиметрического фантома малого таза человека // Будущее атомной энергетики - AtomFuture 2024: Тезисы докладов XX Международной научно-практической конференции, Обнинск, 05–06 декабря 2024 года. – Обнинск: Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ, 2024. – С. 155-157.

## РАЗРАБОТКА И ИСПЫТАНИЕ РЕАКТОРА ДЛЯ ТЕРМИЧЕСКОГО РАЗЛОЖЕНИЯ ГЕКСАФТОРКУПРАТА КАЛИЯ С ЦЕЛЬЮ ПОЛУЧЕНИЯ ФТОРА

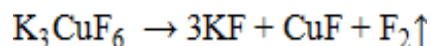
Е.Ю. Антонова, Я.А. Чеснокова, В.В. Шагалов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: eya4@tpu.ru, yac13@tpu.ru

В основе данной работы лежит разработка и проектирование лабораторного реактора для получения чистого фтора путем термического разложения в вакууме гексафторкупрата калия. Существует способ получения элементного фтора высокой чистоты – термическое разложение высших фторидов некоторых металлов, например, гексафторкупрата калия (ГФКК):



Полученный фтор может использоваться в атомной промышленности для разделения изотопов урана 235 и 238, органическом синтезе фторуглеродов, оптической технике и электротехнике. Из-за высокой реакционной способности фтора в чистом виде, его транспортировка затруднена, исходя из этого необходимо обезопасить данный процесс. В процессе работы были исследованы существующие установки для получения и наработки фтора: аппарат для проведения способа термического разложения фторидов металлов в высокой степени окисления, лабораторная установка для получения фтора из расплава  $\text{KF} \cdot 3\text{HF}$ , устройство промышленного электролизера [1]. Аппараты для генерации фтора выполняют из металлов и сплавов, которые при взаимодействии с фтором покрываются пленкой фторидов, и дальнейшего реагирования не происходит; также конструкционный материал не должен подвергаться коррозии в агрессивной среде [2].

Была разработана и собрана конечная конструкция лабораторного реактора для получения элементного фтора. Основной корпус реактора изготовлен из монеля (никель-медный сплав). Система трубопроводов выполнена из того же материала, что и корпус. Для создания надежных уплотнений использовались прокладки из фторопласта (рис. 1).



Рис. 1. Лабораторный реактор для разложения ГФКК

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ворошилов Ф.А., Ивлев С.И., Соболев В.И., Шагалов В.В., Оствальд Р.В. Получение и свойства фтора. Методические указания к проведению лабораторных работ по курсу «Электрохимические технологии» для студентов, обучающихся по специальности 240601 «Химическая технология материалов современной энергетики» / ред. Крайденко Р.И. – Томск: Изд-во ТПУ, 2015.
2. Менли В., Кубс Д., де Ван Д, Дуглас Д., Инуи Х., Пэтриарка П., Роч Т., Скотт Д. Металлургические проблемы, связанные с использованием расплавленных систем фторидов // Ядерное горючее и реакторные материалы. – 1959. – С. 36–52.

#### СРАВНЕНИЕ МЕТОДОВ ИЗУЧЕНИЯ ИЗОМЕРНЫХ СОСТОЯНИЙ АТОМНЫХ ЯДЕР НА ТОРМОЗНЫХ И МОНОХРОМАТИЧЕСКИХ ПУЧКАХ ГАММА-КВАНТОВ

А.В. Чуйкина<sup>1,2,3</sup>, С.Ф. Разиньков<sup>1</sup>, А.А. Кузнецов<sup>2,4</sup>

<sup>1</sup>Российский федеральный ядерный центр «Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики»,  
Россия, Нижегородская обл., г. Саров, пр. Мира, д. 37, 607188

<sup>2</sup>Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова,  
Россия, г. Москва, Ленинские горы, д. 1, 119991

<sup>3</sup>Филиал МГУ имени М.В. Ломоносова в г. Саров,  
Россия, Нижегородская обл., г. Саров, ул. Парковая, д. 2, 607328

<sup>4</sup>Научно-исследовательский институт ядерной физики им. Д.В. Скобельцына МГУ,  
Россия, г. Москва, Ленинские горы, д. 1, стр. 2, 119234

E-mail: otd4@expd.vniief.ru

Ядерные изомеры, представляющие собой долгоживущие возбужденные состояния ядер, являются объектом пристального внимания, как с точки зрения фундаментальной ядерной физики, так и в контексте потенциальных применений. Использование гамма-квантов является эффективным способом возбуждения и исследования ядерных изомеров. Целью данной работы является анализ возможностей использования монохроматических пучков гамма-квантов для исследования изомерных состояний атомных ядер и сравнение преимуществ таких исследований с исследования на тормозном излучении.

В Национальном центре физики и математики (г. Саров, Нижегородская обл.) планируется создание источника комптоновского излучения, основанного на

принципе обратного комптоновского рассеяния лазерного излучения на пучке релятивистских электронов. Ключевыми преимуществами данного источника для изучения ядерных изомеров являются квазимонохроматичность гамма-излучения, позволяющая селективно возбуждать определенные ядерные уровни, и перестраиваемая энергия, обеспечивающая возможность исследования изомеров различных ядер. Недостатками, по сравнению с тормозным излучением, являются относительно низкая общая интенсивность и сложность оборудования и инфраструктуры.

В докладе приведено аналитическое сравнение возможностей двух методов исследования ядерных изомеров – тормозных и монохроматических пучков гамма-квантов.

Тормозное излучение является хорошим инструментом для поиска новых изомеров и измерения интегральных сечений. Однако, для детального изучения свойств изомерных состояний комптоновское обратное рассеяние является более предпочтительным методом, несмотря на его техническую сложность.

## **ОСОБЕННОСТИ ВОДОРОДНОГО И РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ЭВОЛЮЦИЮ ДЕФЕКТНОЙ СТРУКТУРЫ ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА Э110 С ЗАЩИТНЫМ ПОКРЫТИЕМ НА ОСНОВЕ CR**

М.А. Кругляков, В.Н. Кудияров, Р.С. Лаптев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: [kruglyakov97@tpu.ru](mailto:kruglyakov97@tpu.ru)

По-прежнему актуальной проблемой остается деградация циркониевых сплавов под действием нейтронного облучения, а также в результате агрессивного температурного и водородного воздействия в процессе эксплуатации. Для решения существующих проблем активно используются хромовые покрытия, улучшающие эксплуатационные характеристики тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ), а также увеличивающие продолжительность топливной кампании тепловыделяющих сборок (ТВС). Существует множество исследований, направленных на определение механизмов дефектообразования циркониевых сплавов в результате водородного воздействия, а также эволюцию дефектной структуры конструкционных материалов современной ядерной энергетики под действием радиационного облучения, однако, практически отсутствуют работы, направленные на изучение синергетического воздействия этих аспектов. Отчасти это связано с тем, что такие исследования крайне дорогостоящие, требуют наличия целого комплекса экспериментального оборудования, но главная причина заключается в высокой сложности проведения исследований из-за наличия наведенной радиоактивности материалов после нейтронного облучения. Одним из решений данной проблемы является облучение

другими высокоэнергетическими частицами, а именно, тяжелыми ионами. В качестве налетающих высокоэнергетических частиц в данной работе использовались ионы криптона (Kr) с энергией 145 МэВ, который является продуктом распада урана.

Авторами работы были исследованы особенности изменения структурно-фазового состава сплава Э110 с Cr-покрытием при высокотемпературном наводороживании и облучении ионами Kr. Анализ фазового состава показал, что в исходных образцах Э110 и Э110 с Cr-покрытием после облучения высокоэнергетическими ионами Kr присутствует лишь фаза Zr и Cr, соответственно. Кроме того, анализ наводороженных из газовой фазы образцов системы Zr/Cr позволяет сделать вывод о том, в результате наводороживания образца без Cr-покрытия происходит формирование фаз двух гидридов: ZrH и ZrH<sub>2</sub>: в образце с Cr-покрытием весь Zr переходит в ZrH<sub>2</sub>. Также установлено, что Cr-покрытие уменьшает толщину зоны радиационного повреждения Kr на 15–20 % и снижает плотность радиационных дефектов по сравнению со сплавом Э110 без защитного покрытия. Стоит отметить, что образцы с Cr-покрытием характеризуются более равномерным распределением водорода. Согласно расчетам из первых принципов и данным позитронной аннигиляционной спектроскопии, в сплаве Э110 с Cr-покрытием после наводороживания и облучения преобладают дислокации, не содержащие водорода. Данные результаты подтверждают эффективность осаждения Cr-покрытий на циркониевые сплавы в целях снижения степени радиационного повреждения и повышения водородной стойкости материалов современной ядерной энергетики.

*Данное исследование было профинансировано государственной программой, Грант № FSWW-2023-0005.*

## **НЕЙРОСЕТЕВАЯ ГРАДУИРОВКА РЕНТГЕНОФЛУОРЕСЦЕНТНЫХ ЭНЕРГОДИСПЕРСИОННЫХ СПЕКТРОМЕТРОВ**

Е.В. Петрович, А.А. Веригин

ТОО «ТехноАналит»

Казахстан, г.Усть-Каменогорск, ул. Крылова, 85, 070004

E-mail: tehnoanalit@mail.ru

В настоящее время для определения элементного состава материалов широко используются энергодисперсионный рентгеноспектральный анализ [1]. Они обеспечивают высокую скорость и приемлемую стоимость анализа по сравнению с другими методами. Однако, для измерений необходима качественная градуировка прибора на каждый определяемый элемент и для каждого исследуемого материала, что в свою очередь требует привлечения опытных квалифицированных специалистов.

Цель настоящей разработки – автоматизация процесса градуировки и исключения из него всех предварительных ручных операций со спектрами, таких как выделение основного и влияющих пиков, удаление фона, конструирование предикторов регрессионного уравнения и т. д. Для автоматизации процесса

градуировки в настоящей разработке используется искусственная нейронная сеть (ИНС). Решены проблемы мультиколлинеарности и использования градуировочных наборов спектральных данных ограниченных размеров [2]. В процессе разработки и последующей оценки качества и пригодности метода для практических задач были проведены серии вычислительных экспериментов с 5-кратной кросс-валидацией. В вычислительных экспериментах были использованы синтетические градуировочные наборы данных свободные от погрешностей, связанных с методами аналитической химии, неполнотой информации в спектрах, работой аппаратуры и др. Основным показателем качества полученных градуировок использовался коэффициент детерминации  $R^2$ , значения которого на тестовом наборе данных находились в пределах от 0,998 и до 0,999992. Одной из основных проблем спектрального анализа является наложение спектральных пиков друг на друга. При разработке метода были проведены серии вычислительных экспериментов на пиках различной степени наложения, вплоть до расстояния между центрами пиков 3 спектральных канала при ширине пика 10 каналов. Коэффициент детерминации  $R^2$  при этом составлял от 0,99.

Вычислительные эксперименты показали высокое качество полученных градуировок и возможность количественного спектрального анализа без ручной предварительной обработки спектров. Сравнение результатов градуировки, полученных по разработанному алгоритму с результатами традиционной градуировки показали явные преимущества использования нейронных сетей. Реализация данной разработки в программном обеспечении спектрометров позволит производить качественную градуировку быстро и без привлечения квалифицированных специалистов, что, в свою очередь, повысит общую производительность измерений и снизит их операционные затраты.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Веригин А.А. Энергодисперсионный рентгенофлуоресцентный анализ. Применение в промышленности. – Томск: Издательство ТГУ, 2005. – 242 с.
2. Radtke A. Rakotondrajoa M. Machine learning based quantification of synchrotron radiation-induced x-ray fluorescence measurements – a case study // Machine Learning: Science and Technology. – 2020. – Vol. 2. – № 2. – P. 143-157.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ С ТЕПЛОВЫМИ ТРУБАМИ С ЦЕЗИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Е.К. Бурякова, В.В. Сажнов, Н.А. Тесаловский, А.А. Щеглов

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», пр-т Мира, 37, 607190

Россия, г. Саров, Нижегородская обл.

E-mail: EKBuryakova@vniief.ru

В настоящее время активно обсуждается возможность применения тепловых труб с жидкометаллическим теплоносителем для передачи тепла в составе перспективных энергетических установок, в том числе на основе ядерных реакторов

малой мощности [1]. Проводятся экспериментальные исследования тепловых труб, включая исследования ограничений по передаваемой мощности, поведения при запуске из начального состояния, влияния ориентации в поле гравитационных сил и др. (например, [2, 3]).

В Институте ядерной и радиационной физики РФЯЦ-ВНИИЭФ были проведены исследования тепловых труб и термосифонов (бесфитильные гравитационные тепловые трубы) с цезием в качестве теплоносителя, разработанных и изготовленных ГНЦ РФ - ФЭИ. Устройства имели длину ~650 мм и наружный диаметр корпуса 20 мм.

Постановка экспериментов отличалась тем, что в аспекте ориентации на применение тепловых труб в составе энергетических установок были реализованы подвод и отвод тепловой энергии контактным способом. Основной объем экспериментов проведен при вертикальном расположении тепловой трубы (зона испарения ниже зоны конденсации)

Для всех исследованных тепловых труб был реализован близкий к стационарному режим работы при передаваемой мощности от 1 до 1,6 кВт. Передаваемая мощность определялась по результатам измерений перепада температуры в цилиндрическом радиаторе, установленном в зоне конденсации.

В докладе представлены условия и основные результаты проведенных экспериментов.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Yan B.H., Wang C., Lee L.G. The technology of micro heat pipe cooled reactor: A review // Annals of Nuclear Energy .– 2020.– Vol. 135. – P. 135-145.
2. Ji Y., Yuan D., Che Z. Study on adaptive heat transfer performance of high temperature heat pipe / Y. Ji, D. Yuan, Z. Che [and etc.] // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 163. – P.163-167.
3. Chen H.X., Guo Y.X., Yuan D.Z. Thermal performance of a medium temperature cesium heat pipe at different inclination angles / H.X. Chen, Y.X. Guo, D.Z. Yuan [and etc.] // International Communications in Heat and Mass Transfer. – 2022. –Vol. 138. – P. 147-161.

### **ОСЛАБЛЕНИЕ МОЩНОСТИ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ В ПОЛИЭТИЛЕНОВЫХ МАТРИЦАХ**

П.М. Качанова, М.М. Балачков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: pmm3@tpu.ru

Полиэтиленовые матрицы являются хорошим защитным материалом от нейтронного излучения. Однако, при неупругих взаимодействиях нейтронов с веществом, образуется вторичное гамма-излучение, которое вносит значительный вклад в мощность дозы за защитой. При использовании полиэтилена, как защитной матрицы от нейтронного излучения, важно определить способен ли он ослаблять вторичное гамма-излучение. Поэтому целью данной работы является исследование

ослабления мощности эффективной дозы (далее МЭД) при включении материалов в полиэтиленовую матрицу.

Разработана методика расчёта МЭД на спектрометре гамма-квантов Canberra с детектором NaI(Tl) 802, окруженного толстой свинцовой защитой [1]. Проведена оценка корректности данной методики.

В настоящей работе проводится экспериментальное определение дозового фактора накопления в гомогенной среде, состоящей из полиэтилена. При энергиях гамма-квантов порядка 662-1250 кэВ. Измерения проводились с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М и спектрометра. Результаты представлены в табл. 1.

Таблица 1. Результаты измерений и расчётов фактора накопления

Толщина, см	Мощность дозы, нЗв/ч	Фактор накопления	Мощность дозы, нЗв/ч	Фактор накопления	Мощность дозы, нЗв/ч	Фактор накопления	Мощность дозы, нЗв/ч	Фактор накопления
	при измерении спектрометром				при измерении дозиметром-радиометром			
	<sup>60</sup> Co		<sup>137</sup> Cs		<sup>60</sup> Co		<sup>137</sup> Cs	
0	212 ± 58	0	111 ± 30	0	1138 ± 307	0	488 ± 132	0
2,14 ± 0,12	199 ± 54	1,07 ± 0,29	102 ± 28	1,09 ± 0,29	1068 ± 288	1,07 ± 0,28	448 ± 121	1,08 ± 0,28
4,15 ± 0,12	187 ± 51	1,13 ± 0,30	94 ± 25	1,17 ± 0,31	978 ± 264	1,10 ± 0,28	408 ± 110	1,15 ± 0,28
6,05 ± 0,16	174 ± 47	1,18 ± 0,32	86 ± 23	1,23 ± 0,33	918 ± 248	1,16 ± 0,30	368 ± 99	1,20 ± 0,30

Рассчитаны значения слоёв половинного ослабления гамма-излучения в полиэтилене при измерении дозиметром-радиометром и спектрометром. Для <sup>137</sup>Cs это значение составило примерно 15 см, для <sup>60</sup>Co – 19,5 см. Экспериментально полученные значения больше теоретических.

Найдены имитаторы, представленные камнями с побережья реки Томь. Для каждого из имитаторов измерена МЭД. После имитаторы включались в полиэтиленовую матрицу высокого давления. Измерялась МЭД имитатора вместе с матрицей. Проводилась оценка величины ослабления мощностей доз. В результате включения имитатора в полиэтиленовую матрицу МЭД имитаторов уменьшилась примерно в 1,5 раз.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Балачков М.М., Мелякина П.М. // Новая технологическая платформа атомной энергетики: Тезисы докладов Всероссийской научно-практической конференции, посвященной 75-летию со дня основания Сибирского химического комбината, Северск, 23–25 апреля 2024 года. – Томск: Национальный исследовательский Томский политехнический университет, 2024. – С. 67.

## ПРИМЕНЕНИЕ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА ГОЛОВЫ ЧЕЛОВЕКА

Д.А. Поломошнова<sup>1</sup>, А.А. Булавская<sup>1</sup>, И.А. Милойчикова<sup>1,2</sup>, С.Г. Стучебров<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

<sup>2</sup>НИИ онкологии Томского НИМЦ,

Россия, г. Томск, пер. Кооперативный, 5, 634009

E-mail: dap63@tpu.ru

Лучевая терапия требует высокой точности подведения дозы для минимизации повреждения здоровых тканей, особенно в области головы и шеи [1]. Для верификации пучка медицинского ускорителя применяются тканеэквивалентные фантомы, при этом 3D-печать методом послойного наплавления (FFF) показала себя как оптимальная технология создания антропоморфных фантомов [2, 3]. В работе исследуется возможность использования фантома головы, изготовленного с помощью 3D-печати, для верификации фотонного пучка медицинского ускорителя.

Была создана сборная модель универсального дозиметрического фантома головы, состоящая из восьми частей, что позволяет размещать в областях интереса различное дозиметрическое оборудование. Изготовление проводилось методом послойного наплавления пластика на 3D-принтере BambuLab X1-Carbon. Для имитации тканей использовался PLA пластик с 90% прямолинейным заполнением.

Были проведены томографические и дозиметрические испытания разработанного фантома. Согласно плану, созданному с использованием системы дозиметрического планирования, было проведено облучение на медицинском линейном ускорителе: энергия фотонного пучка – 6 МэВ, разовая доза облучения – 2,00 Гр. Показания цилиндрической ионизационной камеры FC65-P, размещенной в области интереса, совпали с рассчитанной дозой в пределах 1%. Полученные результаты подтверждают пригодность универсального дозиметрического фантома, разработанного с использованием технологий трехмерной печати, для проведения верификации процедур лучевой терапии.

*Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ №25-79-10236.*

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бескаравайная Т.В. России выросли показатели частоты выявления рака и смертности от онкологических заболеваний [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://medvestnik.ru/content/news/V-Rossii-vyrosli-pokazateli-chastoty-vyyavleniya-raka-i-smertnosti-ot-onkologicheskikh-zabolevanii.html>. – 31.08.2025.
2. Zakjevskii V.V. et al. Development and evaluation of an end-to-end test for head and neck IMRT with a novel multiple-dosimetric modality phantom // Journal of Applied Clinical Medical Physics. – 2016. – Vol. 17, No. 2. – P. 497–510. – DOI 10.1120/jacmp.v17i2.5705.
3. Miloichikova I.A., Bulavskaya A.A., Polomoshnova D.A. Numerical simulation of radiotherapy beam interaction with soft tissues and PLA plastic for 3D printing of dosimetric phantoms / I.A. Miloichikova, A.A. Bulavskaya, D.A. Polomoshnova [and etc.] // Сибирский онкологический журнал. – 2024. – Т. 23. – № 6. – С. 62-69.

# ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ ЦЕРИЯ-ПАЛЛАДИЯ МЕТОДОМ ХРОНОПОТЕНЦИОМЕТРИИ

К.А. Симонов, В.А. Кесикопулос, Ф.А. Ворошилов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: kas85@tpu.ru

Пирохимическая схема переработки отработавшего смешанного нитридного уран-плутониевого топлива является одной из наиболее перспективных в мире, но на одной из стадий процесса переработки отработавшего топлива по данной схеме возможно образование интерметаллидов благородных металлов с ураном или редкоземельными элементами. Эти интерметаллиды затрудняют процесс переработки топлива, и потому должны быть изучены более детально, чтобы сделать возможной переработку образующихся интерметаллидов или полностью исключить их образование в пирохимической схеме

Гальваностатическим электролизом из расплава эвтектической смеси хлоридов калия и лития, содержащего добавку трихлорида церия, был осаждён металлический церий на поверхности палладиевой проволоки, являющейся катодом в собранной электрохимической ячейке. При температурах проведения эксперимента (550, 590, 600, 635 и 675 °С) церий диффундирует вглубь фазы палладия и последовательно образует ряд интерметаллических соединений, содержание церия в которых постепенно уменьшается в ходе протекания процесса. После отключения электрического тока фиксировали зависимость потенциала системы от времени относительно литий-висмутного электрода сравнения. Процесс повторялся при каждой из указанных температур, что позволило получить температурные зависимости электродвижущей силы процесса образования ( $\Delta E$ , В) интерметаллидов, изменения молярной энергии Гиббса их образования ( $\Delta G$ , кДж/моль), рассчитать активности четырёх обнаруженных интерметаллидов.

*Таблица 1. Полученные в температурном промежутке 550-675 °С зависимости ЭДС образования и изменения молярной энергии Гиббса от абсолютной температуры для обнаруженных интерметаллидов*

	Интерметаллид 1	Интерметаллид 2	Интерметаллид 3	Интерметаллид 4
$\Delta E$ , В	$0,0007T - 0,4524$	$0,001T - 0,6724$	$0,0004T - 0,0907$	$0,0002T + 0,1606$
$\Delta G$ , кДж/моль	$-0,0648T + 43,658$	$-0,0957T + 64,887$	$-0,039T + 8,7511$	$-0,0153T - 15,495$

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Адамов Е.О., Виданов В.Л., Гавриков А.В. [и др.]. Зеленая книга ядерной энергетики. – М: Издательство НИКИЭТ. – 2024 – 423 с.
2. Bretschneider Th., Schaller H. A thermodynamic study of Pd–Ce alloys using CeF<sub>3</sub> as electrolyte. // Thermochemistry of Alloys. – 1990. – Vol. 94. – № 2. – P. 185–190.
3. Смирнов М.В. Электродные потенциалы в расплавленных хлоридах. – М. : Наука – 1973. – 247 с.

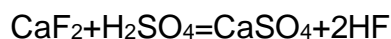
## УТИЛИЗАЦИЯ СУЛЬФАТКАЛЬЦИЕВЫХ ОТХОДОВ ПУТЁМ ПОЛУЧЕНИЯ ГАЗОБЕТОНА

О.В. Прокопьева, А.С. Зарипова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет  
Россия, г.Томск, пр.Ленина, 30, 634050  
e-mail: ovp17@tpu.ru

Ежегодно в России и ряде других стран в реки сбрасываются более 100 тысяч тонн отходов, образующихся при производстве фторводорода. В связи с этим возникает необходимость разработки методов утилизации этих отходов, позволяющих превратить их в полезные ресурсы.

Процессу фторирования предшествует реакция получения фтороводорода:

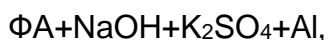
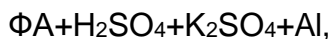


Отходы данного процесса представляют собой смесь безводного сульфата кальция, называемого в технической литературе фторангидритом. [1, 2].

Целью данного исследования является разработка технологии создания газобетона, которая позволит использовать фторангидрит в качестве вяжущего.

В лабораторных условиях были изготовлены образцы разных составов, которые были тщательно подобраны с учётом оптимальных условий для образования пор в процессе получения водорода [3].

Разработаны два типа составов образцов:



где ФА – фторангидрит.

Фторангидрит, ключевой вяжущий компонент, обеспечивает прочность и структуру материала. Добавление сульфата калия ( $\text{K}_2\text{SO}_4$ ) ускоряет процесс затвердевания. Взаимодействие алюминия (Al) с гидроксидом натрия (NaOH) или серной кислотой ( $\text{H}_2\text{SO}_4$ ) приводит к замещению водорода и образованию газообразного водорода. Кроме того, при вступлении в реакцию алюминий полностью расщепляется, что исключает какое-либо остаточное количество осадков металла в блоке.

Одним из главных преимуществ газобетона является его низкая теплопроводность, что делает этот материал особенно полезным для строительства. В связи с этим были проведены исследования теплопроводности полученных образцов, а также их других характеристик.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Федорчук Ю.М., Верещагин В.И., Шишмина Л.В. Оценка возможности применения твердых отходов фтороводородного производства Сибирского химического комбината в строительной промышленности / Строительные материалы. – 2003. – №4. – С. 24-31.
2. Способ нейтрализации твердых отходов фтористоводородного производства : а.с. СССР № 1570216 / Федорчук Ю.М., заявл. 20.10.1987. ; опубл. 13.01.1988., Бюл. 21, 2 с.

3. Schober G, Porosity in autoclaved aerated concrete (AAC): A review on pore structure, types of porosity, measurement methods and effects of porosity on properties. Proceedings of 5th International Conference on Autoclaved Aerated Concrete, 2011 – Bydgoszcz: INF. – 2011. – P. 351–359.
4. Хоменко В.Г. Справочник по теплозащите зданий // Справочные издания. – Киев : Будивельник. 1996. – 214 с.

## **МЕТОДИКА АНАЛИЗА РАСТИТЕЛЬНОГО МАТЕРИАЛА**

Т.А. Липовка, А.Д. Побережников, Д.А. Босенко

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

E-mail: privalova2242@mail.ru

Радиационная безопасность является одной из ключевых задач современной экологии и здравоохранения. Грибы занимают особое место среди объектов радиационного мониторинга, поскольку они являются активными биоиндикаторами и способны накапливать радионуклиды из почвы и воздуха. Их высокая способность к аккумуляции делает их незаменимыми при оценке радиационной обстановки в лесных экосистемах и других природных зонах.

Для измерения содержания радионуклидов в грибах используются различные методы, каждый из которых имеет свои особенности и преимущества. Мы рассмотрим гамма-спектрометрию, так как данный способ выделяется высокой чувствительностью и возможностью точного количественного анализа [1]. Сцинтилляционный гамма-спектрометр – это устройство, используемое для обнаружения и измерения ионизирующего излучения, основанное на принципе сцинтилляции.

В грибах можно обнаружить различные радионуклиды, которые накапливаются из почвы и воздуха. Основные радионуклиды, которые часто встречаются в грибах, включают: цезий-137, стронций-90, кобальт-60, йод-131, америций-241, плутоний, уран [2].

Эти радионуклиды могут присутствовать в различных концентрациях в зависимости от региона и условий окружающей среды. Измерение содержания этих радионуклидов в грибах является важным для оценки радиационной обстановки и разработки мер по снижению радиационных рисков.

Для анализа радиоактивности грибов методом гамма-спектрометрии берут около одного килограмма чистых грибов одного вида, которые сушат, измельчают и помещают вблизи детектора на расстоянии не более 5 сантиметров [3]. Перед измерением трижды проверяют радиационный фон, который должен быть не выше 0.3 мкЗв/ч. Сам анализ длится 2–3 минуты и позволяет точно определить содержание таких радионуклидов, как цезий-137 или калий-40.

Таким образом, для точного и надежного измерения радиоактивности грибов с использованием гамма-спектрометрии требуется минимум один килограмм грибов. Это позволяет учесть все необходимые поправки и получить достоверные данные о содержании радионуклидов в образцах.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Современные методы радиационного контроля: учебное пособие / под ред. А.С. Булатова, В.П. Макеева. – М.: МИФИ, 2021. – 312 с.;
2. Практикум по радиационной экологии / под ред. С.В. Егорова. – М.: МГУ, 2022. – 284 с.;
3. Радиационный контроль окружающей среды / под ред. В.И. Губина, А.В. Губина. – М.: Техносфера, 2021.

## РАЗДЕЛИТЕЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ, ИХ ВИДЫ И ПРИМЕНЕНИЕ В ХИМИЧЕСКОЙ И ЯДЕРНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Э.Р. Караметдинов, Д.Г. Видяев, И.К. Зайцев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: erk12@tpu.ru

Разделительные установки являются ключевыми технологическими компонентами в химической и ядерной промышленности, обеспечивая эффективное разделение смесей веществ на составные части. Их роль критически важна для достижения высокой чистоты продуктов, безопасности процессов и экономической эффективности производств. Актуальность исследования обусловлена необходимостью развития энергоэффективных и экологичных технологий, что особенно значимо для стратегических отраслей, таких как ядерная энергетика и химический синтез.

В работе рассмотрены классификация разделительных установок по физическим принципам (гравитационные, термические, мембранные, электрические методы), их применение в промышленности, а также перспективные разработки. Особое внимание уделено инновациям, таким как графеновые мембраны, лазерное разделение изотопов (AVLIS), гибридные системы и цифровизация процессов управления.

Проведенное исследование демонстрирует, что современные разделительные технологии переживают этап качественного преобразования благодаря развитию материаловедения и цифровых решений. Внедрение перспективных методов позволяет значительно снизить энергопотребление (на 30–50 %), сократить объем отходов и повысить чистоту продуктов. Для России развитие этих технологий является стратегическим приоритетом, обеспечивающим технологический суверенитет и национальную безопасность.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Разделительная мембрана Rosemount 3159 [Электронный ресурс] // ООО "НТ-РТ". – URL: <https://rosemeter.nt-rt.ru/price/product/1896042> (дата обращения: 14.06.2025).
2. Патент CN 103861389 A. Method for preparing graphene oxide membrane for separating isotopes / Chen X., Li Y. – 2014. – [Электронный ресурс]. – URL: <https://patents.google.com/patent/CN103861389A/en> (дата обращения: 14.06.2025).
3. Официальный сайт компании Alfa Laval [Электронный ресурс]. – URL: <https://www.alfalaval.ru/home> (дата обращения: 14.06.2025).
4. Разделение изотопов [Электронный ресурс] // Википедия. – URL: [https://ru.wikipedia.org/wiki/Разделение\\_изотопов](https://ru.wikipedia.org/wiki/Разделение_изотопов) (дата обращения: 14.06.2025).

5. Методы обогащения урана [Электронный ресурс] // Institute for Energy and Environmental Research. – URL: <https://www.ieer.org/ensec/no-31/no31russ/uenrich.html> (дата обращения: 14.06.2025).
6. Сепарация в химической промышленности [Электронный ресурс] // ООО "ВЕКАМАФ". – URL: <https://www.vekamaf.by/industriya/himikaty/reshenie/separatsiya/> (дата обращения: 14.06.2025).
7. Разделение суспензий в химической промышленности [Электронный ресурс]. – URL: <https://www.nehudlit.ru/books/razdelenie-suspenziy-v-khimicheskoy-promyshlennosti.html> (дата обращения: 14.06.2025).
8. Газовая центрифуга [Электронный ресурс] // Википедия. – URL: [https://ru.wikipedia.org/wiki/Газовая\\_центрифуга](https://ru.wikipedia.org/wiki/Газовая_центрифуга) (дата обращения: 14.06.2025).
9. Атомная энциклопедия [Электронный ресурс] // Госкорпорация "Росатом". – URL: <https://myatom.ru/атомотека/> (дата обращения: 14.06.2025).
10. Chemical Processing [Электронный ресурс] // ILO Encyclopaedia of Occupational Health and Safety. – URL: <https://www.iloencyclopaedia.org/ru/part-xii-57503/chemical-processing> (дата обращения: 14.06.2025).
11. Separation Technologies for the Industries of the Future [Электронный ресурс] / National Research Council. – Washington, DC: The National Academies Press, 1999. – URL: <https://nap.nationalacademies.org/read/6388/chapter/4> (дата обращения: 14.06.2025).
12. Nuclear Wastes: Technologies for Separations and Transmutation [Электронный ресурс] / National Research Council. – Washington, DC: The National Academies Press, 1996. – URL: <https://nap.nationalacademies.org/read/4912/chapter/5> (дата обращения: 14.06.2025).

## **РАЗРАБОТКА ИЗМЕРИТЕЛЯ КОНЦЕНТРАЦИИ БЕРИЛЛИЯ В РУДЕ**

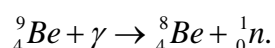
В.С. Бояринова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vsb37@tpu.ru

В настоящее время основным методом измерения концентрации бериллия в руде является фотонейтронный метод. При облучении исследуемой пробы, содержащей бериллий, гамма-квантами с энергией выше 1,67 МэВ возникает следующая ядерная реакция:



Использование данного метода обосновано тем, что при облучение исследуемой пробы гамма-квантами с энергией 1,67–2,2 МэВ нейтроны регистрируются только в том случае, если в пробе содержится бериллий. Это связано с тем, что энергетический порог фотонейтронной реакции на ядрах бериллия равен 1,67 МэВ, в то время как для других элементов он лежит в интервале энергий 5–21 МэВ. Исключение составляет только дейтерий, для которого энергетический порог реакции равен 2,23 МэВ. Определение концентрации бериллия в исследуемой пробе происходит путем изменения потока образовавшихся в результате реакции нейтронов, т.к. поток нейтронов прямо пропорционален содержанию бериллия в пробе.

В качестве источника гамма-квантов в фотонейтронном методе, как правило, применяется изотоп сурьмы-124. Однако, использование радионуклидов для

измерения концентрации бериллия в руде имеет существенные недостатки, такие как: невозможность определения концентрации в нестационарных условиях, высокие требования к биологической защите, необходимость периодической замены радионуклида. Целесообразной является замена радионуклидного источника излучения на ускоритель, а именно – малогабаритный бетатрон. Эксплуатация малогабаритных бетатронов показала эффективность их использования в нестационарных условиях.

Разработка радиационного метода измерения концентрации бериллия в руде требует получения энергетического спектра гамма-квантов тормозного излучения конкретного бетатрона. Наиболее эффективное решение данной задачи заключается в моделировании в программном пакете Geant4 – наборе инструментов для моделирования прохождения частиц через вещество, основанном на методе Монте-Карло. Моделирование предполагает создание численной модели, описывающей физические, геометрические параметры системы, параметры источника, и последующую реализацию разработанной модели в программном пакете Geant4, путем написания программы использующей концепции объектно-ориентированного программирования.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Москалев В.А. Бетатроны. – Томск : Изд-во Томского политехнического университета, 2009. – 267 с.
2. Сочеванов В.Г. Определение бериллия в горных породах и бериллиевых рудах фотонейтронным методом. – Москва : Всесоюзный научно-исследовательский институт минерального сырья, 1968. – 11 с.
3. Жданов Э.Р. Компьютерное моделирование физических явлений и процессов методом Монте-Карло. – Уфа : Изд-во БГПУ, 2005. – 124 с.

### **СИНТЕЗ ГИБРИДНЫХ НАНОКОЛЛОИДОВ, ПЕРСПЕКТИВНЫХ ДЛЯ ДИАГНОСТИКИ И ЛЕЧЕНИЯ РАКОВЫХ ОПУХОЛЕЙ**

Н.Б. Егоров, С.Ф. Гончарова, Е.С. Ключова

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

E-mail: egorov@tpu.ru

Больные раком клетки склонны к мутациям. Это приводит к тому, что онкологическое заболевание развивается в организме индивидуально и варьируется от пациента к пациенту. При этом часто возникает лекарственная резистентность к химиопрепаратам. И как вариант решения, пока научно не определены все механизмы образования метастазов, бороться с этим заболеванием возможно увеличивая ассортимент синтетических химических соединений с разным механизмом воздействия на раковые клетки. Для лечения некоторых форм рака используют наночастицы золота (Au), которые под действием ближнего инфракрасного света эффективно нагреваются, благодаря чему могут убивать раковые клетки. Исследования цитотоксичности наночастиц золота на раковые клетки показывают, чем меньше их размер, тем выше их

цитотоксичность. Однако частицы золота размером до 30 нм способны проникать в кровяное русло, распространяться по всему организму и из-за этого плохо накапливаться в опухоли. Кроме этого, после введения в кровь наночастицы малых размеров быстро подвергаются опсонизации. Этот процесс может вызывать воспаление и повреждать соседние здоровые клетки.

В связи с этим нами предлагается осуществлять доставку наночастиц Au размером до 30 нм в опухоль на нанокolloидном гептасульфиде рения ( $\text{Re}_2\text{S}_7$ ), который входит в состав уже используемых препаратов для лимфографии и сцинтиграфии – Nanocis (Франция) и Корен,  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  (Россия). В настоящее время нанокolloиды  $\text{Re}_2\text{S}_7$ , меченные гамма-излучающим радионуклидом  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ , используются только для доставки радиоактивного изотопа до больных клеток. Однако наночастицы  $\text{Re}_2\text{S}_7$  являются рентгеноаморфными и способны хорошо удерживать на своей поверхности не только ионы и молекулы, но и нанометровые частицы и поэтому могут быть использованы не только для доставки радиоактивного изотопа до раковой опухоли, но и для доставки наночастиц Au, которые вызывают ее гибель.

Для синтеза  $\text{Re}_2\text{S}_7$  в работе использовали хорошо известный тиосульфатный способ и недавно нами предложенный фотохимический способ его синтеза. Образующиеся наночастицы  $\text{Re}_2\text{S}_7$  дают устойчивые коллоиды с размерами от 80 до 120 нм в присутствии желатина, декстрана или повидона.

Для синтеза наночастиц Au использовали фотохимическую реакцию разложения в водных растворах санокризина, который в медицине используется для лечения туберкулеза, артрита и как противовоспалительное средство. Наши исследования показали, что при УФ-облучении водных растворов санокризина образуются наночастицы Au сферической формы с размерами меньше 10 нм.

В настоящее время проводится поиск условий закрепления халькофильных наночастиц Au на нанокolloидном  $\text{Re}_2\text{S}_7$ , поверхность которого содержит сульфидные и дисульфидные связи. Электронные спектры показывают, что синтезированные гибридные нанокolloиды  $\text{Re}_2\text{S}_7$ -Au имеют поглощение в области от 600 до 850 нм, и попадают в первое биологическое окно (окно прозрачности биотканей (700–980 нм)).

*Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-23-00296.*

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ АЭРОДИНАМИКИ И ТЕПЛОПЕРЕНОСА В РЕАКТОРЕ ПО ПОЛУЧЕНИЮ ФТОРИРОВАННОГО УГЛЕРОДА**

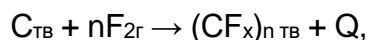
А.Ю. Петренко<sup>1,2</sup>, П.А. Смолкин<sup>1</sup>, М.В. Чуканов<sup>1</sup>, К.М. Моисеева<sup>2</sup>, А.Ю. Крайнов<sup>2</sup>,

<sup>1</sup>АО «Сибирский химический комбинат»,  
Россия, г. Северск, ул. Курчатова 1, 636037

<sup>2</sup>Томский государственный университет,  
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 36, 634050

E-mail: AYPetrenko@rosatom.ru

Фторированный углерод – нестехиометрическое соединение углерода со фтором с химической формулой  $CF_x$  где  $x = 0,25-1,13$  [1]. Иногда пишут формулу  $(CF_x)_n$ , подчеркивая полимерный характер данного вещества. Является промежуточным веществом при получении тетрафторметана ( $CF_4$ ) прямом фторировании до тетрафторметана, получаемым по реакции:



где  $Q = 197$  кДж/моль.

В связи с высокой электроотрицательностью фтора применение фторированного углерода в качестве положительного электрода и лития в качестве отрицательного электрода в неводных (апротонных) средах дает высокие электрохимические показатели.

На предприятии АО «Сибирский химический комбинат» в рамках эксплуатации опытной установки получения фторированного углерода выявлена необходимость повышения равномерности фторирования исходного сырья. В связи с тем, что процесс фторирования определяется в основном скоростью диффузии фтора, важно создать условия по равномерному теплопереносу и создания ламинарного потока фтора в объеме реактора.

В докладе представлена физико-математическая модель процессов аэродинамики и теплопереноса в объеме реактора фторирования; представлены результаты расчета газодинамики течения технологического газа в подающих и отводящих каналах и во внутреннем объеме реактора фторирования; представлены результаты расчета распределения температуры среды во внутреннем объеме реактора. На основе математической модели вязкого теплопроводного газа проведено моделирование течения фтор-азотной смеси в подводных и отводящих смесь трубках реактора. Из расчетов выявлено, что в объеме реактора возникает вынужденная конвекция из-за подачи и отвода фтор-азотной смеси через отверстия подводных и отводных каналов. Неоднородность температуры в реакторе меньше, чем в случае не теплоизолированной крышки реактора и стенок предохранительного сбросного канала реактора. Над поверхностью лотков наблюдается вихревое движение газовой смеси. По итогам работы даны рекомендации по оптимизации существующей конструкции реактора фторирования.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Фиалков А.С. Углерод, межслоевые соединения и композиты на его основе. – М.: Издательство «Аспект Пресс», 1979. – 715 с.

### ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ПЕРЕРАБОТАННОГО ПОЛИЭТИЛЕНА ОТ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Д.М. Михалёв, М.М. Балачков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: dvm60@tpu.ru

Работа посвящена исследованию возможности использования переработанного полиэтилена в качестве материала радиационной защиты. Целью являлась сравнительная оценка защитных свойств образцов из переработанного полиэтилена (ПЭ) и образцов из первичного («идеального») ПЭ. В качестве сырья использовались крышки от ПЭТ-тары марки HDPE. Методика переработки включала отбор, очистку, измельчение крышек, последующее плавление при 195 °С и прессование под давлением 2,59 МПа. Были получены цилиндрические образцы.

Защитные свойства исследовались на спектрометрической установке Canberra с детектором NaI(Tl) с использованием источников гамма-излучения  $\text{Am}^{241}$  (энергии 26 и 59 кэВ) и  $\text{Cs}^{137}$  (661 кэВ). Для каждого типа образцов проведена серия измерений с последовательным увеличением толщины защиты. Определены линейные и массовые толщины образцов, построены зависимости ослабления интенсивности гамма-излучения от толщины материала.

Экспериментальные зависимости хорошо аппроксимируются экспоненциальной функцией. Получены значения массовых коэффициентов ослабления ( $\mu_m$ ). Для переработанного ПЭ: (0,1592 ± 0,0008) см<sup>2</sup>/г (26 кэВ), (0,116 ± 0,006) см<sup>2</sup>/г (59 кэВ), (0,0885 ± 0,0003) см<sup>2</sup>/г (661 кэВ). Для идеального ПЭ: (0,1591 ± 0,0018) см<sup>2</sup>/г, (0,112 ± 0,006) см<sup>2</sup>/г, (0,0880 ± 0,0004) см<sup>2</sup>/г соответственно.

Результаты показали, что значения  $\mu_m$  для переработанного и идеального ПЭ во всем диапазоне энергий статистически неразличимы, что свидетельствует о высоком качестве предложенного метода переработки. Для энергии 661 кэВ экспериментальные значения для обоих материалов хорошо согласуются со справочными данными. Однако для низких энергий (26 и 59 кэВ) наблюдаются значительные (более 40 %) расхождения со справочными значениями для обоих типов ПЭ, что, вероятно, связано с методическими погрешностями эксперимента (наличие зазора между образцом и детектором, отражение квантов). Таким образом, переработанный полиэтилен демонстрирует защитные свойства, идентичные первичному материалу, и является перспективным для применения в радиационной защите. Для корректного определения  $\mu_m$  на низких энергиях требуется модификация экспериментальной методики.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гречухин Д.П. Гамма-излучение // Физическая энциклопедия т. 1: / Гл. ред. А. М. Прохоров. – М.: Советская энциклопедия, 1988. – 569 с.
2. Холмс–Уолкер В.А. Переработка полимерных материалов / Пер. с англ. под ред. М.Л. Фридмана. – М.: Химия, 1979. – 304 с.
3. Доул М. Радиационная химия макромолекул. – М. : Атомиздат, 1978. – 259 с.
4. Излучения ионизирующие и их измерения. Термины и понятия. – М. : Стандартинформ, 2005. – 19 с.
5. Hubbell J.H., Seltzer S.M. X-Ray mass attenuation coefficients: NIST standard reference database 126. – National Institute of Standards and Technology : Gaithersburg, 2004. – 247 p.

## **ПРИМЕНЕНИЕ РАЗЛИЧНЫХ МЕТОДОВ ВИЗУАЛИЗАЦИИ ПРИ УКЛАДКЕ ПАЦИЕНТА НА ТЕРАПЕВТИЧЕСКОМ СТОЛЕ ЛИНЕЙНОГО УСКОРИТЕЛЯ**

М.С. Федорова<sup>1</sup>, А.А. Булавская<sup>1</sup>, И.А. Милойчикова<sup>1,2</sup>, С.Г. Стучебров<sup>1</sup>

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

<sup>2</sup>НИИ онкологии Томского НИМЦ,  
Россия, г. Томск, пер. Кооперативный, 5, 634009

E-mail: msf7@tpu.ru

Высокая точность позиционирования пациента является критически важным фактором для успешной реализации процедур лучевой терапии. Неопределенности, связанные с укладкой пациента, могут привести к недооблучению опухоли и переоблучению здоровых тканей, что снижает эффективность лечения и повышает риск осложнений. Проведение лучевой терапии с контролем по изображениям, с использованием современных методов визуализации в режиме реального времени при проведении облучения позволяют минимизировать эти ошибки.

В данной работе были исследованы факторы, влияющие на неопределенность позиционирования пациента, и проанализирована эффективность различных методов визуализации пациента при укладке на терапевтическом столе линейного ускорителя для её снижения. Проведен анализ литературных данных, посвященных методам коррекции позиционирования, включая online- и offline-стратегии [1, 2]. Исследованы возможности применения интегрированных систем рентгеновской, в том числе трехмерной, и портальной визуализации, а также независимой рентгеновской системы ExacTrac [3].

Было определено, что с использованием систем ExacTrac с онлайн-мониторингом и интегрированной рентгеновской трехмерной визуализации достигается наибольшая точность позиционирования (отклонение положения изоцентра  $\leq 1$  мм), однако последняя связана с повышенной дозой облучения. В свою очередь применение низкодозовой двухмерной визуализации (ортогональные снимки) позволяет определить положение изоцентра с точностью 1–2 мм. Оптимальный метод выбирается исходя из локализации опухоли, требуемой точности и приемлемого уровня дозы облучения.

*Работа выполнена при поддержке гранта РФФИ №25-79-10236.*

### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Михайлова А.В., Булычкин П.В., Ткачев С.И. Коррекция позиционирования пациентов при лечении больных рецидивом рака предстательной железы // Медицинская физика. – 2015. – № 4. – С. 42-46.
2. The Role of In-Room kV X-Ray Imaging for Patient Setup and Target Localization. Глава IV.C: Стратегии коррекции в реальном времени и после сеанса / Report of Task Group 104 of the Therapy Imaging Committee American Association of Physicists in Medicine, 2009. – 75 с.
3. Troost E. G. C. Image-guided high-precision radiotherapy. – Springer, 2022. – 314 p.

# ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ ТОПЛИВНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАН-ТОРИЕВОГО ОКСИДНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

В.В. Зубов<sup>1</sup>, С.Н. Куликов<sup>1</sup>, А.Г. Каренгин<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Федеральное государственное унитарное предприятие  
Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский  
научно-исследовательский институт экспериментальной физики  
Россия, г. Саров, пр. Мира, 37, 607188

<sup>2</sup>Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050  
E-mail: kaberne1812@yandex.ru

Согласно стратегической программе ГК «Росатом» к 2045 году 25 % энергетики России будут составлять АЭС с реакторами на тепловых нейтронах, включая АЭС малой мощности. Малые запасы и высокая стоимость изотопа урана-235 требуют повышения технических характеристик оксидного ядерного топлива (ЯТ). Перспективным является применение изотопа торий-232 в составе смешанного уран-ториевого дисперсионного ЯТ в виде топливных оксидных композиций (ТОК), включающих диоксид урана и диоксид тория, равномерно распределенных в матрице из оксида магния, имеющей высокую теплопроводность и малое поперечное сечение захвата нейтронов. Для получения ТОК «UO<sub>2</sub>-ThO<sub>2</sub>-MgO» перспективным является их плазмохимический синтез в воздушной плазме из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны), водные нитратные растворы делящихся и матричных металлов, и имеющих T<sub>ад</sub> ≥ 1500 К, что обеспечивает их более энергоэффективное получение по сравнению с отдельным получением и механическим смешением отдельных компонентов [1, 2]. По результатам термодинамических расчетов процесса синтеза ТОК из ВОНР установлены закономерности влияния массовой доли плазменного теплоносителя (воздуха) на состав продуктов в газовой и конденсированных фазах и определены оптимальные условия, обеспечивающие плазмохимический синтез в воздушной плазме ТОК «UO<sub>2</sub>-ThO<sub>2</sub>-MgO» с содержанием матрицы (MgO) от 5 до 50 %. В ходе экспериментальных исследований на модельных растворах ВОНР, включающих ацетон, водные нитратные растворы неодима (вместо урана), самария (вместо плутония) и магния, установлены закономерности влияния содержания матрицы (MgO) на свойства модельных оксидных композиций (МОК) и определены режимы работы плазменной установки на базе ВЧФ-плазмотрона, обеспечивающие в воздушно-плазменном потоке образование наноструктурных МОК «Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Ce<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-MgO» с размерами кристаллитов до 100 нм. Результаты исследований могут быть использованы при создании энергоэффективной технологии плазмохимического синтеза наноструктурных ТОК для атомной энергетики с замкнутым ЯТЦ.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Туманов Ю.Н. Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле. – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2003. – 760 с.

2. Shamanin I.V., Karengin A.G., Karengin A.A., Novoselov I.Yu., Rastorguev V.I. Investigation of plasma-chemical synthesis of complex oxide compositions for dispersed uranium-plutonium mixed fuel // Atomic Energy. – 2022. – Vol. 131. – № 3. – P. 135-139.

## ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИСТОЧНИКОВ НЕЙТРОНОВ В МЕДИЦИНЕ

П.И. Одарченко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050  
E-mail: pio1@tpu.ru

Нейтронное излучение активно используется в ядерной медицине, как для диагностики, так и для терапии. Для этого необходимы источники нейтронов. Источниками нейтронов могут выступать ускорители и ядерные реакторы.

В диагностике нейтроны играют роль при производстве радиофармпрепаратов, например, для наработки изотопов кислорода, углерода и технеция, которые в свою очередь используются при самих диагностических процедурах.

В терапии нейтроны используются в нейтрон-захватной терапии, в частности бор-нейтрон-захватной терапии (БНЗТ).

БНЗТ предусматривает использование той разрушительной силы, которую могут вызывать нейтроны, и локализацию ущерба в пределах опухоли в максимально возможной степени. Использовать разрушительную способность нейтронов можно с помощью изотопов бора-10. Он нерадиоактивен и отлично улавливает нейтроны. В результате в ходе крайне локализованной ядерной реакции бор распадается на два фрагмента, обладающих большой энергией [1].

Примеры известных источников нейтронов, используемые в медицинских целях:

- Реактор ИРТ-Т ТПУ используется для генерации технеция-99м, а также для разработки лабораторного регламента [2] получения радиофармпрепаратов;
- Установка для бор-нейтронзахватной терапии в Институте ядерной физики им. Г. И. Будкера СО РАН (ИЯФ СО РАН).



Рис. 2. Схематическое изображение одобренной для клинического применения системы БНЗТ в Японии

Также изучается возможность использования Источника резонансных нейтронов ИРЕН Лаборатории нейтронной физики Объединённого исследовательского ядерного института в г. Дубна.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Михаэль А.М. Нейтроны для нейтронов и циклотроны для радиоизотопов [Электронный ресурс] : Применение ускорителей частиц и других источников ионизирующего излучения. – Вена : МАГАТЭ, 2022. – 109 с. – (Серия изданий по безопасности, ISSN 1020–525X ; № 109-p-9.1). – URL: <https://www.iaea.org/sites/default/files/22-01569r09.pdf> (дата обращения: 05.09.2025). – Загл. с экрана. – Текст : электронный.
2. Электронный образовательный ресурс Томского политехнического университета «Reactor» [Электронный ресурс]. – URL: <https://reactor.tpu.ru/services/> (дата обращения: 05.09.2025).

### ВОЗДУШНО-ПЛАЗМЕННАЯ УТИЛИЗАЦИЯ НЕОРГАНИЧЕСКИХ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

У. Гнохейм, А.Г. Каренгин, И.Ю. Новоселов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: youmnasami24@gmail.com

После первого экстракционного цикла переработки отработавшего ядерного топлива образуются неорганические отходы переработки ОЯТ (НОП ОЯТ) в виде водного нитратного раствора с низким содержанием актинидов, нерадиоактивных продуктов распада (молибден, РЗЭ и др.), а также конструкционных материалов [1] : 18,00 %  $\text{HNO}_3$ , 0,07 % Fe, 0,11 % Nd, 0,10 % Mo, 0,06 % Y, 0,058 % Zr, 0,04 % Na, 0,039 % Ce, 0,036 % Cs, 0,031 % Co, 0,026 % Sr и 81,43 %  $\text{H}_2\text{O}$ . Применяемые методы утилизации НОП ОЯТ представляют собой длительный и энергозатратный процесс. Перспективным является воздушно-плазменная утилизация НОП ОЯТ в виде оптимальных по составу водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих горючий органический компонент (спирты, кетоны), имеющие адиабатическую температуру горения  $T_{ад} \geq 1500 \text{ K}$  и обеспечивающих их энергоэффективную переработку. На рисунке 1 показано влияние температуры на состав продуктов воздушно-плазменной утилизации НОП ОЯТ в виде ВОНР на основе ацетона при массовой доле воздуха 65 % (а) и 70 % (б).

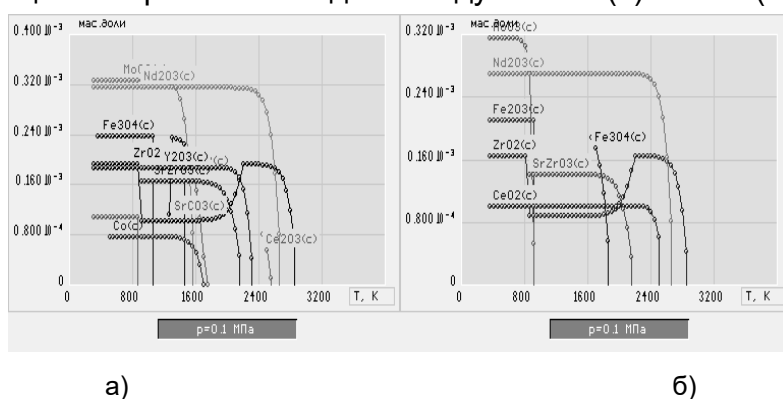


Рис. 1. Влияние температуры на состав продуктов воздушно-плазменной утилизации НОП ОЯТ в виде ВОНР на основе ацетона при массовой доле воздуха 65 % (а) и 70 % (б)

Показано, что при температурах до 1600 К и доле воздуха 70 % образуются простые и сложные оксиды металлов, включая немагнитный железа ( $\text{Fe}_2\text{O}_3$ ), а при 65 % – магнитный оксид железа ( $\text{Fe}_3\text{O}_4$ ), что позволяет рассматривать магнитное осаждение как следующий этап процесса утилизации НОП ОЯТ. Результаты исследований могут быть использованы при создании энергоэффективной технологии воздушно-плазменной утилизации НОП ОЯТ для атомной энергетики с замкнутым ЯТЦ.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС. – М.: Издательский дом МЭИ, 2007. – 448 с.
2. Пат. 639724 РФ. МПК G21F9/00. Способ переработки жидких радиоактивных отходов/ А.Г. Каренгин, И.Ю. Новоселов, А.А. Каренгин. Заявлено 19.12.2016; Опубл. 22.12.2017, Бюл. №36. – 9 с.

### НОВАЯ ТЕОРИЯ ГЕТЕРОГЕННОЙ ХИМИЧЕСКОЙ КИНЕТИКИ И СПЕКАНИЯ КЕРАМИЧЕСКОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

В.В. Гузеев

Северский технологический институт – филиал федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,

Россия, Томская область, г. Северск, пр. Коммунистический, 65, 636036

Химическая реакция двух и более веществ, происходит с разрывом химических связей, на что затрачивается энергия. Образование новых веществ осуществляется за счет образования новых связей. При этом выделяется энергия и избыточное ее количество фиксируется как тепловой эффект реакции. Если разрушение и образование новых связей происходит по определенному местоположению, то перемещение атомов из одного положения в другое носит хаотический случайный характер. Вероятность их свободного несвязанного движения и возможность вступить в химическую реакцию определяется соотношением величины кинетической энергии атомов к энергии связи  $K \geq Z$ . Химическая реакция является взаимодействием двух и более веществ, вероятное событие, в котором участвуют частицы, у которых определена вероятность их образования. Можно определить количество активных частиц в системе, если принять, что отношение  $K/Z$  – есть вероятность появления активной частицы, способной вступить в химическую реакцию:

$$\frac{N_0 K}{Z} = N_i . \quad (1)$$

Выражение  $K \geq Z$  определим как вероятность появления активных молекул, умноженная на количество молекул.

Сумма вероятностей одновременно происходящих событий равна их произведению. Если реакция прошла до конца, то вероятность события равна единице.

Химическая реакция – это взаимодействие атомов с вероятностью определяемой соотношением кинетической и потенциальной энергий. Химическая реакция – это сумма вероятных событий, которая рассчитывается как произведение этих вероятностей. Если вероятность реакции веществ больше единицы, событие равно произведению этих вероятностей.

Для химической реакции, протекающей согласно уравнения,



происходят два события: 1 – вещество А взаимодействует с веществом В и, 2 – в результате химической реакции образуются вещества С и D.

$$\frac{N_0}{V} \cdot \frac{K}{Z} = W_i, \quad (3)$$

$$W_a W_b = W_c W_d = 1, \quad (4)$$

где  $W_i$  – вероятность существования активной частицы вступающей в реакцию.

Если реакция происходит от начала и до конца, значит, вероятность этого события равно единице. Подставляя уравнение (2) в уравнение (3), имеем:

$$\left(\frac{K_a N_a}{Z_a V_a}\right) \left(\frac{K_b N_b}{Z_b V_b}\right) = 1. \quad (5)$$

После преобразования получаем значение концентрации веществ А и В, связанные с изменением их потенциальной и кинетической энергии.

$$\left(C_a \frac{K_a}{Z_a}\right) \left(C_b \frac{K_b}{Z_b}\right) = 1. \quad (6)$$

Произведение вероятностей для исходных веществ равно произведению вероятностей образующихся продуктов реакции означает сумму событий. Вещества А и В вступают в реакцию с образованием веществ С и D. Преобразуем уравнение (5), относительно концентрации вещества А:

$$C_a = \frac{1}{C_b} \left(\frac{Z_a}{K_a}\right) \left(\frac{Z_b}{K_b}\right). \quad (7)$$

Продифференцируем его и получаем уравнение (7) для скорости химической реакции по веществу А:

$$\frac{dC_a}{d\tau} = \frac{1}{C_b} \frac{d}{d\tau} \left[ \left(\frac{Z_a}{K_a}\right) \left(\frac{Z_b}{K_b}\right) \right]. \quad (8)$$

Уравнение 8 для скорости химической реакции двух веществ показывает, что скорость зависит от соотношения энергии связи (потенциальной) и кинетической энергии атомов взаимодействующих веществ.

Для атомов урана и азота на примере нитрида урана можно записать формулу вероятности образования свободных атомов, появившихся при спекании.

$$W = \left(\frac{M_U v^2}{2Z_U}\right) \left(\frac{M_N v^2}{2Z_N}\right) \frac{LR_{\text{ч}}}{nr}, \quad (9)$$

где:  $M_U$ ,  $M_N$  – масса атомов урана и азота;  $v$ - скорость движения атома;  $r$  – радиус атома;  $Z_U$ ,  $Z_N$ - энергия связи атомов.

Вероятность присоединения активных частиц к поверхности (вогнутой) с отрицательной кривизной (б) выражается аналогично формуле (4)

$$\frac{LR_{\text{поры}}}{nr} = W. \quad (10)$$

Вероятность присоединения активных частиц с отрицательной кривизной

$$\left(\frac{2Z_N}{M_N v^2}\right) \left(\frac{2Z_U}{M_U v^2}\right) = W. \quad (11)$$

Так как атомы металла и неметалла присоединяются к вогнутой поверхности с одинаковой вероятностью, тогда суммой этих событий по теории вероятности будет равна произведению этих вероятностей.

$$\left(\frac{2Z_N}{M_N v^2}\right) \left(\frac{2Z_U}{M_U v^2}\right) \frac{LR_{\text{поры}}}{nr} = W. \quad (12)$$

В соответствии с теорией вероятности одновременное образование атомов металла и неметалла равно произведению этих вероятностей. Отсоединение и присоединение атомов при нагревании являются последовательными процессами, в соответствии с теорией вероятности, рассчитывается как алгебраическая сумма. Так как эти два процесса являются последовательными, но противоположными, поэтому присоединение берется со знаком минус.

$$W_{\text{спек}} = \left(\frac{M_U v^2}{2Z_U}\right) \left(\frac{M_N v^2}{2Z_N}\right) \frac{LR_{\text{ч}}}{nr} - \left(\frac{2Z_N}{M_N v^2}\right) \left(\frac{2Z_U}{M_U v^2}\right) \frac{LR_{\text{поры}}}{nr} + \frac{v\tau}{l} \quad (13)$$

Модель гетерогенной химической кинетики и спекания строится на предположении, что подвижность атомов твердых кристаллических веществ зависит от соотношения энергии связи и кинетической энергии атома.

Наибольшая вероятность образования свободных атомов и их движение происходит с выпуклой поверхности твердых кристаллических веществ.

Наибольшая вероятность присоединения свободных атомов происходит на вогнутой поверхности или внутри малых пор твердых кристаллических веществ. При объединении поверхности частиц порошка и равенстве их удельной поверхности площади поверхности спеченной таблетки спекание заканчивается

## ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЧВЫ НА СОДЕРЖАНИЕ ГАММА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ

А.В. Гринкевич, А.Д. Побережников

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: avg109@tpu.ru

Почва является одним из ключевых компонентов экосистемы, играя важную роль в круговороте веществ и поддержании биологического разнообразия. Однако в современных условиях она всё чаще подвергается загрязнению различными веществами, среди которых особое место занимают радионуклиды.

Актуальность темы исследования почвы на содержание гамма-излучающих радионуклидов обусловлена несколькими факторами. Во-первых, радионуклиды могут поступать в почву как из естественных источников (например, в результате распада урана, тория и калия в земной коре), так и вследствие антропогенной деятельности (ядерные испытания, аварии на атомных электростанциях, добыча полезных ископаемых). Во-вторых, радионуклиды обладают способностью

накапливаться в почве и мигрировать по пищевым цепям, что создаёт потенциальную угрозу для здоровья человека и экологического баланса. Особую значимость эта проблема приобретает в городских условиях, где почва подвергается интенсивному антропогенному воздействию.

Объектом исследования являлись пробы почвы, собранные на территории Томской области. В ходе работы была изучена и отработана методика исследования проб на содержание гамма-излучающих радионуклидов. Исследование включало в себя сбор проб, их подготовку, а также гамма-спектрометрический анализ.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Щеглов А.И., Цветнова О.Б., Манахов Д.В. Радиоактивность почв // Большая российская энциклопедия: научно-образовательный портал – URL: <https://bigenc.ru/c/radioaktivnost-pochv-fcc8ee/?v=9162012>. – Дата публикации: 29.11.2023.
2. Башилов Н.И. Естественные источники ионизирующего излучения / Н.И. Башилов. – Текст : непосредственный // Молодой ученый. – 2018. – № 24 (210). – С. 277-282. — URL: <https://moluch.ru/archive/210/51540>.
3. Вальков В.Ф., Казеев К.Ш., Колесников С.И. Экология почв: Учебное пособие для студентов вузов. Часть 3. Загрязнение почв / Ростов-на-Дону: УПЛ РГУ, 2004. 54 с.
4. ГОСТ ISO 11464—2015. Межгосударственный стандарт: «Качество почвы. Предварительная подготовка проб для физико-химического анализа».

#### ОПРЕДЕЛЕНИЕ КРИТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ СЕЛЕКТИВНЫХ ПРОЦЕССОВ ПЕРЕРАБОТКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ

П.А. Попов, Л.И. Дорофеева, А.П. Вергун

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

E-mail: pap16@tpu.ru

Процессы переработки технологических растворов [1] с последующим селективным извлечением компонентов актуальны и востребованы многими отраслями промышленности, которые используют непрерывные схемы с замкнутыми циклами [2] и электрохимической очисткой.

При определении оптимальных условий процесса транспорта ионов [3] в данных системах необходимо учитывать критические значения потоков концентрированного и переработанного раствора, что позволит избежать нежелательных явлений поляризации мембран и исключить снижения параметров выхода по току и переноса извлекаемых из раствора ионов.

Критические значения расхода ( $Q_{кр}$ ) необходимо учитывать по каждой линии как диализата, так и концентрата в зависимости от числа ячеек на каждой линии. График зависимости концентрации раствора от объёмного расхода на установке приведен на рисунке 1 и показывает допустимый расход на установке в диапазоне концентраций 1–5 г/л.

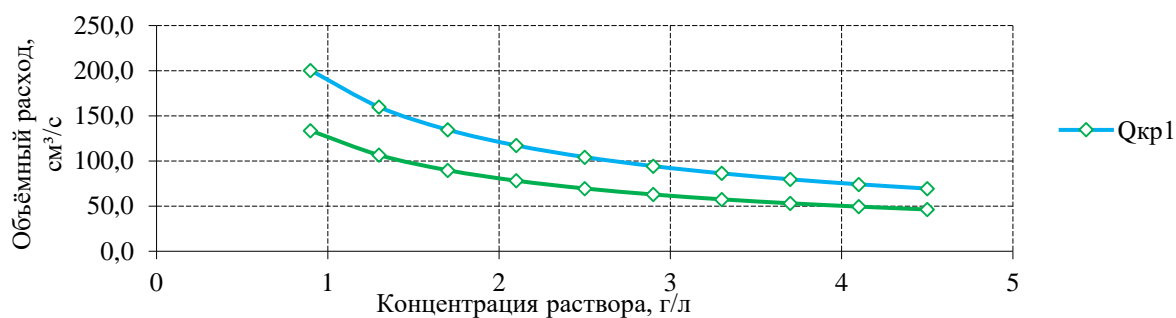


Рис. 1. График зависимости критического расхода на установке от концентрации раствора

Замкнутые комплексные процессы селективного извлечения компонентов исходного сырья с дальнейшей регенерацией ионообменников при электродиализе могут применяться как для извлечения ионов, так и изотопного обогащения, что значительно расширяет область их использования.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ионообменное оборудование атомной промышленности / Е.И. Захаров, Б.Е. Рябчиков, В.С. Дьяков. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 248 с.
2. Mathematical Simulation of Isotope Exchange in Flexible Manufacturing Systems with Electrochemical Phase Flux Reversal // Russian Physics Journal. – 2024. – Т. 67. – № 3. – С. 320-324.
3. Определение оптимальных условий процесса электрохимического обращения потоков фаз при изотопном обмене // Известия вузов. Физика. – 2022. – Т. 65. – № 4. – С. 107-112.

### СРАВНИТЕЛЬНЫЙ СИНТЕЗ И ХАРАКТЕРИСТИКА ГА-ДОПИРОВАННЫХ НАНОЧАСТИЦ МАГНЕТИТА ДЛЯ ТЕРАНОСТИКИ РАКА

А.М. Маматова, А.И. Бакшеев, Р.А. Сурменев, М.А. Сурменева

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

E-mail: amm25@tpu.ru

Рак остается одной из ведущих причин смертности (почти 10 млн случаев в 2022 г. [1]), что стимулирует разработку новых подходов к терапии. Перспективным направлением является применение соединений галлия (III), однако существующие препараты (нитрат, мальтолат, хлорид) обладают существенными ограничениями, такими как нефротоксичность и конкуренция с железом [2]. В качестве альтернативы предложены магнитные наночастицы (МНЧ) магнетита, допированные галлием, для направленной доставки. Целью данной работы является синтез МНЧ, допированных галлием, и изучение зависимости функциональных характеристик от условий синтеза. Это позволит создать новые материалы, перспективные для использования в тераностике онкопатологий.

МНЧ, допированные галлием, были синтезированы золь-гель и сольвотермальными методами. Для определения структуры и фазового состава были использованы следующие методы: рентгенофазовый анализ, спектроскопия

комбинационного рассеяния и ИК-Фурье спектроскопия. Также производился анализ магнитных свойств методом магнитометрии.

Фазовый анализ подтвердил образование шпинельной структуры магнетита, допированного галлием, как золь-гель методом, так и сольвотермальным синтезом. Для золь-гель синтеза оптимальное соотношение Fe:Ga, обеспечивающее чистоту фазы, составило 2.5:1. В случае сольвотермального синтеза наименьшее количество побочных фаз и наибольшая намагниченность насыщения наблюдались при температуре синтеза 220 °С.

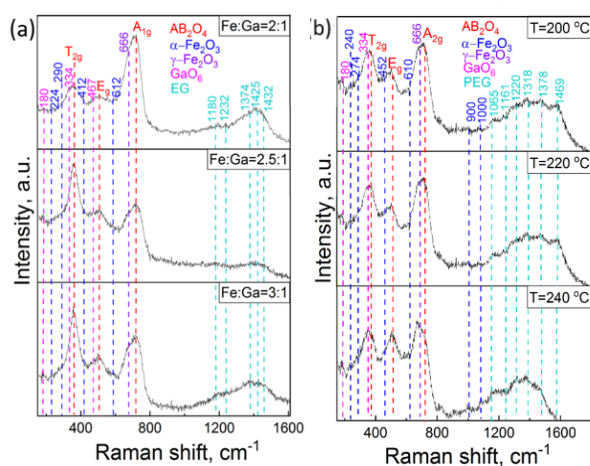


Рис. 1. КРС-спектры: а) образцы, полученные золь-гель методом; б) образцы, полученные сольвотермальным методом

Исследование выполнено при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования РФ (соглашение № 075-15-2021-588 от 1.06.2021), а также гранта РНФ 24-43-00171.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bray F. Global cancer statistics 2022: GLOBOCAN estimates of incidence and mortality worldwide for 36 cancers in 185 countries // CA: a cancer journal for clinicians. – 2024. – V. 74, № 3. – PP. 229-263.

## МЕТОДЫ ДИАГНОСТИКИ УРАНА, ПЛУТОНИЯ И ТОРИЯ – ТРЁХ ОСНОВНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В.А. Степанова

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

E-mail: vas154@tpu.ru

Атомная энергетика занимает центральное место в современной энергетической отрасли, гарантируя надежное и экологически чистое производство электричества. Превосходство и надежность атомных технологий напрямую связаны с характеристиками материалов, используемых в качестве топлива — урана, плутония и тория, которые являются основой для функционирования топливного цикла. Эти элементы обладают уникальными физико-химическими свойствами, которые

определяют создание рабочего топливного цикла, требуя тщательного контроля на всех этапах — от извлечения до обработки.

В докладе рассматривается использование методов диагностики урана, плутония и тория на предприятиях, обусловленное необходимостью обеспечения высокого уровня безопасности ядерных технологий и повышения эффективности производств.

Система контроля качества и нераспространения включает многоуровневый учет ядерных материалов. Для этого применяется комбинация разрушающих (химический анализ, спектрометрия) и неразрушающих (гамма-спектрометрия, нейтронные измерения, рентгено-флюоресцентный анализ и др.) методов измерений. В работе рассмотрены особенности российской система государственного учёта и контроля радиоактивных веществ и отходов (СГУК).

Благодаря большому видовому разнообразию инструментов анализа и многочисленным ступеням проверки гарантируется высокое качество выходящей продукции. Следующими целями являются оптимизация системы измерений и контроля, компактное размещение станций, повышение точности результатов анализов. Имеется потребность в разработке методов определения в ОЯТ содержания  $^{236}\text{U}$  и  $^{242}\text{Pu}$ , невидимых для неразрушающих анализаторов.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Бекман И.Н. Плутоний: учебное пособие. – Москва: Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова (МГУ), 2010.
2. Бекман И.Н. Торий: Учебное пособие. – Москва: Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова (МГУ), 2010.
3. Бекман И.Н. Уран: учебное пособие. – Москва: Московский государственный университет им. М.В. Ломоносова (МГУ), 2009. – С. 78-83; 252-254.
4. Бушуев А.В. Методы измерения ядерных материалов: Учебное пособие. М.: МИФИ, 2007. – 276 с.
5. Жерин И.И. Химия тория, урана, плутония: учебное пособие / Жерин И.И., Амелина Г.Н. – Томск: Изд. ТПУ, 2010. – 147с.

### **СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ФТОРСОДЕРЖАЩИХ ГОРЮЧИХ ОТХОДОВ ПРОИЗВОДСТВА ОКСИДОВ И ТЕТРАФТОРИДА УРАНА**

А.В. Кучеренко, В.В. Гохвайс, С.А. Буймов

ПАО «Новосибирский завод химконцентратов»,

Россия, г. Новосибирск, ул. Богдана Хмельницкого, 94, 630110,

AVKucherenko@rosatom.ru

На этапах технологических циклов получения оксидов и тетрафторида урана образуются горючие отходы производства требующие переработки. Управление процессами образования урановых оборотов и их переработка вносят существенный вклад в общие производственные затраты.

В работе поставлена задача идентифицировать места образования горючих отходов, определить их вид, состав, и разработать технологию переработки, гарантирующую полное извлечение урана.

В существующем технологическом процессе используются такие горючие материалы как лавсановая, фторлоновая и хлопчатые ткани. Для оценки способности к термическому разложению выполнен термогравиметрический анализ материалов на приборе синхронного термического анализа Mettler Toledo TGA/DSC 3+ выполнили термогравиметрический анализ фрагментов. Установлены основные закономерности процесса термического разложения образцов тканей. В результате проведенного анализа технологических процессов сжигания и выщелачивания установлено, что основной причиной не полного извлечения урана является наличие в составе золы и нерастворимых осадков недогоревшего углерода на уровне 30-35 %.

В лабораторных и промышленных условиях проведены эксперименты по определению условий применения солей окислителей в процессе сжигания горючих отходов. Дополнительно, способ опробован для переработки золы и нерастворимых осадков.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Патент 2264671 С1 РФ. МПК G21F 9/28. Способ переработки урансодержащей золы / А.Б. Александров, А.И. Дробяз, А.Л. Хлытин, А.И. Тереньев. Заявлено 06.02.2004; Опубл. 10.11.2005, Бюл. № 32.
2. Майоров А.А., Браверман И.Б., Технология получения порошков керамической двуокиси урана. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – С. 119

### **ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДОВ ПОЛУЧЕНИЯ ЦЕННЫХ КОМПОНЕНТОВ ИЗ ТВЕРДЫХ ОТХОДОВ ПРОМЫШЛЕННОСТИ**

З.М. Вершинина

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050  
E-mail: zmv1@tpu.ru

Массовые выбросы твердых отходов, пылевые и дымовые выбросы топливно-энергетических предприятий, работающих на угле, нефти, угольная и строительная пыль наносят серьезный вред окружающей среде из-за наличия в них такого тяжелого металла как цирконий, который относится к 3 классу опасности [1]. Однако, несмотря на это, данные выбросы имеют ценность благодаря металлу, который может быть использован в дальнейшем в виде соединения с углеродом.

На данный момент изучено множество способов синтеза карбидов тяжелых металлов. Однако существует метод, который может не только реализовать находчивую утилизацию, но и получить соединение с хорошо изученными механическими свойствами [2].

В последние годы возникло новое научное направление, связанное с применением эффекта экранирования столба дуги, что позволяет реализовывать безвакуумный метод, не требующий дополнительного оборудования и технологий [3].

В настоящей работе рассматривается метод получения материалов в системе с углеродом и цирконием на электродуговом лабораторном стенде. Анализ основных параметров и условий синтеза карбида циркония и рассмотрение существующих методов показывают, что безвакуумный синтез, при котором можно регулировать только два параметра (сила тока, время синтеза) проще ранее изученных методов, требующих дополнительные условия, такие как наличие герметичной камеры-реактора и вакуумного оборудования в составе экспериментальной установки, подача инертных газов в зону реакции, наличие катализатора в системе и т. д.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Тиво П.Ф. Тяжелые металлы и экология: науч. издание / П.Ф. Тиво, И.Г. Быцко. – Минск: Юнипол, 1996. – 192 с
2. Yahachi S. Nanoparticles and filled nanocapsule // Carbon, 1995. – № 7. – P. 979 – 988
3. Пак А.Я. Закономерности и характеристики процессов получения керамических материалов на основе карбидов в условиях воздействия атмосферной электродуговой плазмы : дис. док. тех. наук : 10.02.05 : защищена 26.10.22: утв. 22.06.23. – Томск, 2022. – 145 с.

## **ИССЛЕДОВАНИЕ ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ ПЕРЕРАБОТАННОГО ПОЛИЭТИЛЕНА ОТ БЕТА-ИЗЛУЧЕНИЯ**

**В.С. Шляхтун**

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

E-mail: vss88@tpu.ru

Бета-излучение – это поток электронов (или позитронов) с высокой энергией, исходящих от радиоактивных материалов. Несмотря на свою проникающую способность, бета-частицы могут быть эффективно задержаны различными материалами, включая пластиковые. Пластики, такие как полиэтилен, широко применяются в радиационной защите благодаря своей способности ослаблять бета-излучение.

Бета-частицы обладают средней проникающей способностью, что означает, что они могут проходить через несколько сантиметров воздуха или тонкие материалы, но они не способны проникать глубоко в плотные вещества. Бета-излучение взаимодействует с атомами вещества, и при этом происходит потеря энергии частицы, которая частично преобразуется в ионизацию материала, через который она проходит, следовательно, эффективность защиты от бета-излучения зависит от способности материала замедлять и останавливать эти частицы.

Пластики являются хорошими кандидатами для защиты от бета-частиц благодаря своей относительной легкости, низкой атомной массе и хорошей

способности к ионизации. Как правило, пластики ослабляют бета-излучение путем нескольких механизмов: поглощение энергии частиц и их взаимодействие с молекулами материала, что приводит к их замедлению и остановке.

Для определения защитных свойств переработанного полиэтилена от бета-частиц наиболее эффективно создать небольшие полиэтиленовые таблетки, путем разрезания пластиковых крышек и расплавления их в печи. После придать необходимую форму и толщину для выявления закономерностей в поглощении бета-частиц. Когда изготовлены все таблетки, образцы подвергаются облучению от бета-источника Cs-137. Для определения закономерностей измеряется количество частиц, прошедших через образец, в зависимости от его толщины.

Данный метод исследования защитных свойств переработанного полиэтилена от бета-частиц перспективен, так как материал непосредственно испытывается в условиях бомбардировки бета-частицами, что позволяет наглядно сравнить полученные экспериментальные данные с теоретическими и выявить возможность использования материала для защиты от данного типа излучения.

## **ИЗУЧЕНИЕ ЗАВИСИМОСТИ МЕХАНИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ОТ ФАЗОВОГО СОСТАВА КОМПОЗИТОВ НА ОСНОВЕ МАХ-ФАЗЫ $Ti_3SiC_2$**

К.О. Чемеревская, Е.П. Седанова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: [trafilaw98y@gmail.com](mailto:trafilaw98y@gmail.com)

Для безопасной эксплуатации современных ядерных реакторов необходимы новые материалы, способные выдерживать экстремальные нагрузки. Перспективными считаются МАХ-фазы, в частности  $Ti_3SiC_2$ , которые сочетают свойства металлов и керамики, обладая высокой коррозионной и радиационной стойкостью. Они применяются в качестве конструкционных материалов в реакторах поколения III+ и IV, а также как защитные оболочки топлива в ВТГР [1–3].

Наиболее изучена система Ti-Si-C. Синтез  $Ti_3SiC_2$  ведется из порошков элементов (Ti, Si, C) или соединений (SiC, TiC). Ключевая проблема – совмещение высокого содержания МАХ-фазы (85–95 об. %) с хорошими механическими свойствами. Технология СВС позволяет достичь высокого выхода фазы, но дает пористые материалы с дефектами. Методы спекания под давлением (горячее прессование, искровое плазменное спекание) обеспечивают высокую прочность и твердость, но меньшее содержание целевой фазы.

Установлено влияние фазового состава на механические свойства композитов на основе  $Ti_3SiC_2$ , полученных методом искрового плазменного спекания (ИПС). Спечены смеси  $2Ti/1,2SiC/1,8TiC$  и  $3Ti/1,2SiC/0,8TiC$ , содержащие 28 и 35 об. % МАХ-фазы соответственно.

Наилучшие механические характеристики показал состав  $2\text{Ti}/1,2\text{SiC}/1,8\text{TiC}$ . При времени выдержки 5 минут была достигнута максимальная прочность – 470 МПа. Увеличение времени выдержки до 10 минут повысило содержание МАХ-фазы до 49 %, но снизило твердость. По всем параметрам (плотность, твердость, прочность) состав с увеличенным содержанием карбида титана ( $2\text{Ti}/1,2\text{SiC}/1,8\text{TiC}$ ) показал преимущество.

*Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 23-79-01227.*

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Курбаков С.Д. Формирование многофункциональных барьеров для повышения радиохимической стойкости защитных покрытий топливных элементов ВТГР // Атомная энергетика. – 2009. – Т. 106. – № 6. – С. 377-388.
2. Хусейн Д.Р., Аббас К.К., Аль-Габан А.М.Х.А. Обзор структурных, электронных, упругих, термических, оптических и ядерных свойств фаз  $\text{Zr}_2\text{AC}$  ( $A = \text{Al, Si, P, S, Ge, As, Se, In, Sn, Ti}$  и  $\text{Pb}$ ) МАХ: краткий обзор // Heliyon. – 2023. – Т. 9. – № 8.
3. Бонни Г., Бакаев А., Ламбрину К. Проверка механической стабильности фаз  $\text{M}_2\text{AX}$  для применения в ядерной энергетике // Вычислительная материаловедение. – 2022. – Т. 210. – С. 111443.

## ИССЛЕДОВАНИЕ И ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ВОЗДУШНО-ПЛАЗМЕННОЙ КОНВЕРСИИ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА

А.А. Сычева, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: anasycheva@rosatom.ru

Конверсия гексафторида урана (ОГФУ), обедненного по изотопу  $\text{U-235}$ , путём гидролиза до уранилфторида ( $\text{UO}_2\text{F}_2$ ) и последующего пирогидролиза до закиси-оксида урана ( $\text{U}_3\text{O}_8$ ) требует применения коррозионностойких конструкционных материалов, значительных энергозатрат и химических реагентов [1].

Перспективным является процесс конверсии ОГФУ, включающий гидролиз ОГФУ водным раствором нитрата алюминия с получением осадка в виде трифторида алюминия и водного раствора нитрата уранила с последующей его переработкой в воздушной плазме в виде оптимальных по составу водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны) и имеющих адиабатическую температуру горения  $T_{\text{ад}} \geq 1500 \text{ K}$  [2, 3].

В результате проведенных теплофизических расчетов определены составы растворов ВОНР на основе этанола (ацетона), имеющие  $T_{\text{ад}} \geq 1500 \text{ K}$  и обеспечивающие их энергоэффективную переработку в воздушной плазме. По результатам термодинамических расчетов процесса воздушно-плазменной переработки растворов ВОНР установлены закономерности влияния массовой доли плазменного теплоносителя (воздуха) на состав получаемых продуктов в газовой и конденсированных фазах и определены оптимальные условия, обеспечивающие плазмохимический синтез в воздушной плазме диоксида урана и топливных оксидных

композиций «UO<sub>2</sub>–PuO<sub>2</sub>–MgO» с содержанием матрицы (MgO) от 5 до 50 %. В ходе экспериментальных исследований установлено, что воздушно-плазменная переработка диспергированных растворов ВОНР, включающих ацетон, водный нитратный раствор неодима (вместо урана), самария (вместо плутония) и магния, приводит к образованию наноструктурных порошков оксида неодима (Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) и модельных оксидных композиций «Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>–Sm<sub>2</sub>O<sub>3</sub>–MgO», включающих кристаллиты размером до 100 нм.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы для создания энергоэффективной технологии воздушно-плазменной конверсии ОГФУ, включающей плазмохимический синтез ТОК для атомной энергетики с замкнутым ЯТЦ (МОХ, REMIX).

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Туманов Ю.Н. Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле: настоящее и будущее. – М.: Физматлит, 2003. – 760 с.
2. Tundeshev N.V., Karengin A.G., Shamanin I.V. Optimization of Air Plasma Reconversion of UF<sub>6</sub> to UO<sub>2</sub> based on Thermodynamic Calculations // AIP Conference Proceedings.– 2018.– Vol. 1938, Article number 020018. – P. 1-4.
3. Сычева А.А., Каренгин А.Г. Исследование и оптимизация процесса воздушно-плазменной конверсии гексафторида урана // Открытая научно-техническая конференция молодежного движения топливной компании «Science and youth TVEL»: сборник тезисов. – Томск: Изд-во ТПУ, 2023. – 48 с.

### **ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ И ИССЛЕДОВАНИЕ НАНОСТРУКТУРНЫХ ТОПЛИВНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С ЗАМКНУТЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВНЫМ ЦИКЛОМ**

А.Г. Каренгин, А.А. Каренгин, И.Ю. Новоселов, Д.М. Беляков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: karengin@tpu.ru

Применяемое оксидное ядерное топливо имеет низкую теплопроводность, что в аварийных ситуациях без охлаждения приводит к повышению его температуры, развитию паро-циркониевой реакции и разрушению оболочек ТВЭЛ. Решением этой проблемы является дисперсионное ядерное топливо в виде топливных оксидных композиций (ТОК), содержащих включения из оксидов делящихся металлов, равномерно распределенных в оксидной матрице, имеющей высокую теплопроводность и малое поперечное сечение захвата нейтронов [1]. Перспективным является плазмохимический синтез ТОК из водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны), водные нитратные растворы делящихся и матричных металлов [2]. В результате теплофизических расчетов установлены закономерности влияния содержания органического компонента на показатели горючести растворов и определены оптимальные по составу ВОНР на основе ацетона, имеющие адиабатическую

температуру горения  $T_{ад} \geq 1500$  К и обеспечивающие их энергоэффективную переработку в воздушной плазме. По результатам термодинамических расчетов процесса плазмохимического синтеза ТОК из ВОНР установлены закономерности влияния массовой доли плазменного теплоносителя (воздуха) на состав получаемых продуктов в газовой и конденсированных фазах и определены оптимальные условия, обеспечивающие плазмохимический синтез в воздушной плазме ТОК («UO<sub>2</sub>-MgO», «UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>-MgO», «UO<sub>2</sub>-ThO<sub>2</sub>-MgO», «PuO<sub>2</sub>-ThO<sub>2</sub>-MgO») с содержанием матрицы (MgO) от 5 до 50%. В ходе экспериментальных исследований на модельных растворах ВОНР, включающих ацетон, водные нитратные растворы неодима (вместо урана), самария (вместо плутония), церия (вместо тория) и магния, установлены закономерности влияния содержания матрицы (MgO) на свойства модельных оксидных композиций (МОК) и определены режимы работы плазменной установки на базе ВЧФ-плазмотрона, обеспечивающие в воздушно-плазменном потоке образование наноструктурных МОК («Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-MgO», «Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Sm<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-MgO», «Nd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Ce<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-MgO», «Sm<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-Ce<sub>2</sub>O<sub>3</sub>-MgO») с размерами кристаллитов до 100 нм. Результаты исследований могут быть использованы при создании энергоэффективной технологии плазмохимического синтеза наноструктурных ТОК для атомной энергетики с замкнутым ЯТЦ.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.
2. Shamanin I.V., Karengin A.G., Karengin A.A. Investigation of plasma-chemical synthesis of complex oxide compositions for dispersed uranium-plutonium mixed fuel / I.V. Shamanin, A.G. Karengin, A.A. Karengin.[and etc.] // Atomic Energy. – 2022. – Vol. 131. – № 3. – P. 135-139.

# Секция 3

Цифровизация процессов и производств

---

# TRACING A HEAVY ION BEAM INTO THE GASSOL SEPARATION FACILITY

V.I. Lisov<sup>1,2</sup>, K.B. Gikal<sup>2</sup>, D.I. Solovyev<sup>2</sup>

<sup>1</sup>National Research Tomsk Polytechnic University,  
Russia, Tomsk, Lenin ave., 30, 634050

<sup>2</sup>Joint Institute for Nuclear Research,  
Russia, Dubna, Joliot-Curie St., 6, 141980

E-mail: lisov@jinr.ru

At the Laboratory of Nuclear Reactions of the Joint Institute for Nuclear Research, work continues on the development of a new separation facility intended for experiments aimed at studying the chemical properties of superheavy elements. GASSOL is a gas-filled superconducting magnetic solenoid designed to separate the products of complete fusion reactions from primary beam ions, scattered ions, and background reaction products [1]. A new structure of the beam line and calculation results for  $^{48}\text{Ca}^{9+}$  ion beam transportation from the extraction point of cyclotron DC280 to the new GASSOL separator is presented in this paper.

The beam line includes: a switching magnet with a variable magnetic field induction of up to 1.5 T, a set of quadrupole lenses with gradients of up to 7.7 T/m, and beam diagnostics equipment. The diagnostics system consists of Faraday cups (FC), slit collimators, sector aperture diaphragms, and ionization beam profile monitors [2]. The beamline aperture was reduced in the differential pumping section to achieve the required beam size on the target. The total length of the beamline is 16.6 meters. Beam trajectory simulations for the extracted  $^{48}\text{Ca}^{9+}$  ions were carried out using the Graphic Transport Framework [3].

According to the simulation results, the horizontal and vertical sizes of the  $^{48}\text{Ca}^{9+}$  beam do not exceed 80 mm (Fig. 1, a). The beam dimensions are minimized at the entrance of the first collimator within the differential pumping section (Fig. 1, b). In the considered configuration for transporting  $^{48}\text{Ca}^{9+}$  ions through beamline № 1, the required magnetic field gradients do not exceed  $G = 449.6545$  Gs/cm.

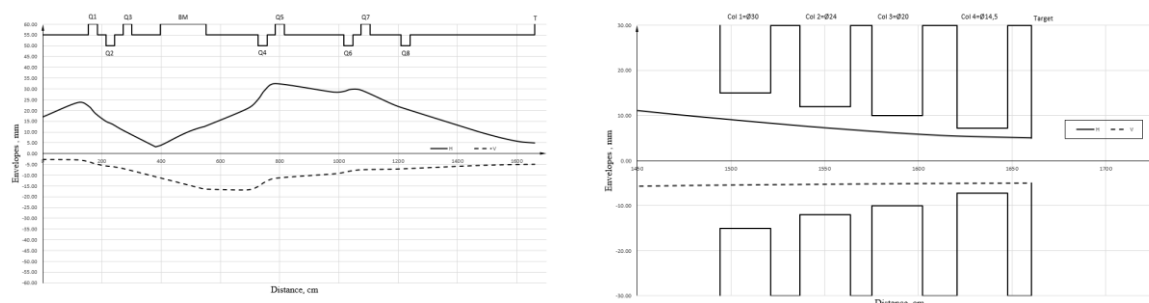


Fig. 1. Horizontal (H) and vertical (V) envelopes of the  $^{48}\text{Ca}^{9+}$  ion beam: a) along the beamline; b) in the region of the collimators (Col 1–4) of the differential pumping section

## REFERENCES

1. Solovyev D.I., Kovrizhnykh N.D., Gulbekyan G.G. Simulation of ion optics in a gas-filled solenoid GASSOL / D.I. Solovyev, N.D. Kovrizhnykh, G.G. Gulbekyan [and etc.] // Nuclear Instruments and Methods in Physics Researchю – 2023. – Vol. 1052. – P. 147-153.

2. Gulbekyan G.G. and etc. The Project of Beam Transportation Lines for the DC-280 Cyclotron at the FLNR JINR // Proc. 24th Russian Particle Accelerator Conf. (RuPAC'14), Obninsk, Russia, Oct. 2014, – Obninsk : UTFC. – 2014. – P. 336-338.
3. PSI Graphic Transport Framework by U. Rohrer based on a CERN-SLAC-FERMILAB version // Graphic Transport Framework: site. – 2025. – URL: [https://aea.web.psi.ch/Urs\\_Rohrer/MyWeb/trans.htm](https://aea.web.psi.ch/Urs_Rohrer/MyWeb/trans.htm).

## **МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОРГАНИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ**

В.Н. Кузьмин

Национальный исследовательский университет ИТМО,  
Россия, г. Санкт-Петербург, пр. Кронверкский, 49, лит. А, 197101

E-mail: vldslvk@yandex.ru

В настоящее время методы математического моделирования в органическом синтезе широко применяются благодаря возможности предсказывать результаты конкретных реакций. На основе уравнений Нернста-Планка, Баттерворта-Гиршфельдера, законов Фарадея и кинетических моделей электродных процессов разрабатываются многомасштабные модели [1]. Эти модели позволяют прогнозировать выход целевых продуктов, селективность и энергетическую эффективность синтеза. Применение таких моделей особенно актуально при разработке экологически безопасных методов получения функционализированных органических соединений, включая нитросоединения, гидроксильированные ароматики и другие соединения. Это способствует переходу от традиционных реагентных методов к устойчивым электрохимическим технологиям в рамках концепции зелёной химии [1, 2]. В отличие от традиционных подходов, требующих токсичных окислителей или восстановителей, электрохимический синтез позволяет проводить реакции с высокой эффективностью, минимальными отходами и возможностью точного контроля за степенью превращения.

В ходе работы был усовершенствован метод обработки экспериментальных данных для повышения эффективности анализа и прогнозирования результатов электрохимического синтеза. Для описания химических свойств и молекулярных структур были смоделированы квантово-химические параметры с применением теории функционала плотности (DFT). Среди рассчитанных параметров – энергии frontier-орбиталей (HOMO, LUMO), частичные заряды, дипольные моменты и индексы реакционной способности. В рамках предварительной обработки данных были протестированы различные подходы к кодированию категориальных признаков (таких как тип растворителя, структура субстрата, материал электрода) и методы нормализации числовых переменных. С применением регрессионных моделей машинного обучения, включая градиентный бустинг, случайные леса и нейронные сети, была построена прогностическая модель. Она демонстрирует высокую точность в предсказании выхода целевого продукта в электрохимических реакциях.

Полученная модель может использоваться для *in silico*-скрининга на этапе планирования эксперимента. Она позволяет оценивать ожидаемый выход реакции для заданных условий (структура субстрата, электролита, потенциал и другие параметры) и помогает находить оптимальные условия синтеза путём анализа пространства признаков. Это способствует автоматизированной оптимизации электрохимических процессов и сокращению трудоёмких экспериментальных исследований.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Pollok D., Waldvogel S.R. Electro-organic synthesis – a 21 st century technique // Chemical science. – 2020. – Т. 11. – №. 46. – С. 12386-12400.
2. Biddinger E.J., Modestino M.A. Electro-organic syntheses for green chemical manufacturing // The Electrochemical Society Interface. – 2020. – Т. 29. – №. 3. – С. 43.

### НЕЙРОННЫЕ СЕТИ В ДИАГНОСТИКЕ ЗЛОКАЧЕСТВЕННЫХ НОВООБРАЗОВАНИЙ ПО ВЫДЫХАЕМОМУ ВОЗДУХУ

<sup>1</sup>В.С. Лаконкин, <sup>1</sup>А.В. Обходский, <sup>3</sup>Д.Е. Кульбакин, <sup>2</sup>Е.В. Обходская, <sup>3</sup>Е.О. Родионов,  
<sup>2</sup>В.И. Сачков, <sup>3</sup>В.И. Чернов, <sup>3</sup>Е.Л. Чойнзонов

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

<sup>2</sup>Национальный исследовательский Томский государственный университет,  
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 36, 634050,

<sup>3</sup>НИИ Онкологии ТНИМЦ  
Россия, г. Томск, ул. Савиных, 12/1, 634028

E-mail: vsl13@tpu.ru

Внедрение технологий искусственного интеллекта и нейронных сетей в медицину способствует своевременному доступу к диагностике и персонализированному лечению, особенно в условиях роста биомедицинских данных, высокой нагрузки на систему здравоохранения и ограниченного доступа к очным визитам. Автоматизация диагностики и терапии с помощью искусственного интеллекта (ИИ) становится всё более востребованной в рамках развития персонализированной медицины. Современные технологии ИИ позволяют реализовать новые принципы работы медицинских изделий, ранее недоступные из-за зависимости от ручной обработки данных оператором и невозможности программной реализации сложных алгоритмов [1]. Рассматриваются результаты исследования набора архитектур нейронных сетей с изменяемыми параметрами обучения для обработки данных с газоаналитических медицинских приборов, предназначенных для неинвазивной диагностики рака легких и верхних дыхательных путей. Сравнительный анализ архитектур показал, что сверточная нейронная сеть (СНС) демонстрирует большую эффективность по сравнению с полносвязной (ПНС) на данных с газоаналитических медицинских приборов. Алгоритм обеспечивает структурирование

формата входных паттернов для нейронной сети с учетом обеспечения критерия максимума информации во входных данных. Программная реализация алгоритма нейросетевой обработки данных осуществлялась в среде Jupyter Notebook на языке программирования Python под управлением операционной системы Linux Ubuntu с использованием встраиваемых библиотек TensorFlow и Keras. Искусственный нейросетевой (ИНС) классификатор по метрикам сопоставим с эффективностью современных рентгенологических методов визуальной диагностики рассматриваемых патологий, что делает его перспективным для интеграции в газоаналитические медицинские приборы скрининга злокачественных новообразований.

*Исследование выполнено при финансовой поддержке гранта РФФИ в рамках научного проекта № 23-15-00177 «Теоретическое и клиническое обоснование молекулярной оценки состава выдыхаемого воздуха для диагностики онкологических заболеваний», <https://rscf.ru/project/23-15-00177/>.*

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Чернов В.И. Диагностика рака с помощью нейросетевого анализа данных полупроводниковых сенсоров / В.И. Чернов и др. // Diagnostics. – 2020. – Т. 10, № 9. – С. 677. – DOI: 10.3390/diagnostics10090677.

### МЕТОД ПОСТРОЕНИЯ БАЗИСА ВЕЙВЛЕТ-ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ДЛЯ ЗАДАЧ УЛЬТРАЗВУКОВОЙ ТОЛЩИНОМЕТРИИ НАПОЛНИТЕЛЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ

В.Г. Ефимов, В.П. Карих, Д.А. Кондрашов

АО Федеральный научно-производственный центр «Алтай»

Россия, г. Бийск, ул. Социалистическая, 1, 659322

E-mail: def@frpc-altay.ru

Энергетические установки с наполнителем из высокоэнергетических материалов находят широкое применение в ракетно-космической технике. Важным этапом их наземной отработки является исследование внутрикамерных процессов – перемещение фронта наполнителя, появление зазоров. Одним из эффективных инструментов исследования является ультразвуковой (УЗ) метод, благодаря высокой точности, безопасности, дешевизне. Расширение информативных возможностей УЗ-метода реализовано путем вейвлет-обработки сигналов [1].

В качестве простого и хорошо характеризующего эффективность критерия метода определения временного положения сигнала используется величина, которая названа устойчивостью. Под устойчивостью метода будем понимать вероятность того, что ошибка определения временного положения сигнала не превысит некоторого значения:

$$k_E = P(|t - t^*| < E)$$

где  $t$  – временное положение сигнала полученное с использованием какого-либо метода;  $t^*$  – истинное значение временного положения сигнала;  $E$  – временной интервал.

Временной интервал  $E$  принимается равным половине периода колебания исследуемого ультразвукового сигнала. Данный критерий используется для целей оценки результатов численного моделирования применения того или иного метода и с его использованием несложно установить насколько эффективен тот или иной базис для используемого нами метода. Для оценки эффективности использования предложенного метода в совокупности с использованием оптимального базиса, проведено сравнение с существующими методами: по положению максимума амплитуды сигнала; корреляционным; вейвлет-преобразованием с использованием базиса Morlet.

Для исследования чувствительности корреляционного метода и метода на основе вейвлет-преобразования к изменению принимаемого сигнала проведено моделирование, когда сигнал имеет отличную от опорной функции частоту и форму огибающей. Предложенный метод позволяет увеличить точность определения положения эхоимпульса при низких отношениях сигнал-шум (менее 3) и наличии искажений сигнала при прохождении через объект исследования

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Efimov V.G., Lozhkova J.N. A method of quality comparison of different reference function application for ultrasonic measurement problems // *Nondestructive Testing and Evaluation*. – 2011. – V. 26. – № 2. – P. 181-185.

### **ИЗМЕРЕНИЕ ВЯЗКОСТИ РАСТВОРОВ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КАПИЛЛЯРА**

Г.В. Сумин, Н.П. Смирнов, И.С. Надеждин, Ю.М. Козлова

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

E-mail: gvs9@tpu.ru

В рамках реализации проекта «Прорыв» ведется проектирование и строительство пристанционного завода по переработке отработанного ядерного топлива на территории Сибирского химического комбината. Особенностью данного производства является практически полное отсутствие обслуживающего персонала ввиду высокого радиационного фона вблизи технологических аппаратов. Одной из задач, требующих решения является создание прибора, позволяющего измерять вязкость технологических растворов удаленно, без непосредственного ее контакта с электронными частями измерительного оборудования.

Для решения поставленной задачи предлагается проводить измерения вязкости жидкости, используя капиллярную трубку, соединенную с датчиком дифференциального давления с помощью импульсных линий и разделительных мембран. При этом импульсные линии заполняются специальной разделительной

жидкостью, для того, чтобы исключить диффузию элементов из облученных технологических растворов в камеры датчика дифференциального давления. Это позволяет реализовать разнесённую структуру измерительного прибора и поместить измерительную часть в «чистой» зоне, а чувствительный элемент в «грязной» зоне.

В рамках лабораторных испытаний был создан экспериментальный стенд, который состоит из емкости с исследуемой жидкостью, в качестве которой были выбраны растворы глицерина различной концентрации, перистальтического насоса, датчика дифференциального давления и капиллярной трубки [1].

В ходе исследований вязкость жидкости изменялась в диапазоне от 0,8 до 4,4 сП [2], что соответствует диапазону измерения вязкости технологических растворов на производстве. В результате аппроксимации экспериментальных данных была получена зависимость вязкости растворов от перепада давления на выходе капиллярной трубки. При расчете вязкости с использованием полученной зависимости погрешность составила менее 3 % [3, 4].

*Исследование выполнено в рамках проекта Приоритет-2030-ЭЭЗ-037-198-2025.*

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Пат. 2841719 РФ. МПК24 G01F 1/34. Устройство для измерения малых расходов жидкости / Г.В. Сумин. Заявлено 25.12.2024; Опубл. 16.06.2025, Бюл. № 17. – 10 с.
2. Никольский Б.П., Рабинович В.А. Справочник химика. Т. 3. Химическое равновесие и кинетика свойства растворов. Электродные процессы. – М.: Химия, 1965. – 1005 с.
3. Радкевич Я.М., Схиртладзе А.Г., Лактионов Б.И. Метрология, стандартизация и сертификация. – М.: Высшая школа, 2007. – 791 с.
4. Солодовников В.В. Измерительные устройства, преобразующие элементы и устройства. – М.: Машиностроение, 1973. – 671 с.

### **РАЗРАБОТКА НА ЯЗЫКЕ ПРОГРАММИРОВАНИЯ PYTHON БИБЛИОТЕКИ АЛГОРИТМА УПРАВЛЕНИЯ НЕЙТРОННОЙ МОЩНОСТЬЮ РЕАКТОРА НА ОСНОВЕ MODEL PREDICTIVE CONTROL**

Д.Д. Качанов, А.Г. Горюнов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: danil3@tpu.ru

В данной работе представлена разработка и верификация системы управления с прогнозированием (Model Predictive Control, MPC) для регулирования кинетики ядерного реактора с учетом шести групп запаздывающих нейтронов [1].

В современной теории автоматического регулирования технологическими процессами управление с прогнозированием (MPC) набирает популярность благодаря своей способности предсказывать поведение системы и оптимизировать управляющие воздействия с учетом ограничений. В частности, для ядерных реакторов, где безопасность и точность управления критически важны, MPC представляет собой перспективный подход [2]. В данной работе исследуется

применение MPC для управления кинетикой реактора с учетом шести групп запаздывающих нейтронов [3], что позволяет учесть сложную динамику системы. Целью исследования является разработка, настройка и верификация модели MPC, а также сравнение ее эффективности с традиционными методами управления.

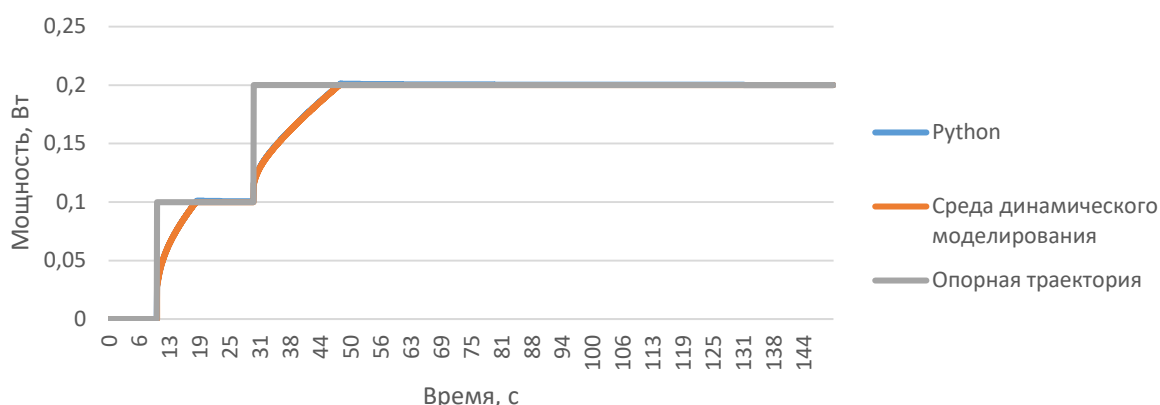


Рис. 1. Результаты сравнения двух моделей

Результаты демонстрируют высокую эффективность MPC в управлении плотностью нейтронов, обеспечивая низкую среднеквадратичную ошибку (0,059347631) по сравнению с эталонной моделью.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Comparison of MPC and PID Controls of Sirnak Water Supply Network System [Электронный ресурс] / International Journal of Scientific Research in Science and Technology. – URL: <http://ijsrst.com/paper/32.pdf> (дата обращения 22.07.25).
2. Демченко В.А. Автоматизация и моделирование технологических процессов АЭС и ТЭС. – Одесса: Астропринт. 2001. – Т. 305.
3. Казанский Ю.А., Лебедев А.Б. Кинетика ядерных реакторов: учебное пос. – Обнинск, ИАТЭ, 2003.

### ПРИМЕНЕНИЕ АРХИТЕКТУРНЫХ ПАТТЕРНОВ В ПРОЕКТЕ «КОЛИБРИ»: ДИНАМИЧЕСКАЯ ГЕНЕРАЦИЯ GUI И ПОВЫШЕНИЕ ПОДДЕРЖИВАЕМОСТИ КОДА

Р.В. Пушкарский<sup>1,2</sup>, В.А. Бельский<sup>1,2</sup>, М.Г. Скаскевич<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Россия, г. Томск, проспект Ленина, 30, 634050

<sup>2</sup>ООО «Аспект»,

Россия, г. Томск, Знаменский переулок, 6, 634055

E-mail: rvp6@tpu.ru

Для решения проблемы отсутствия поддержки иностранным ПО интеллектуальных датчиков, произведенных в РФ, ООО «Аспект» разработан HART-совместимый протокол передачи данных «Колибри» [1]. В рамках проекта так же разрабатывается ПО «Сервер полевой шины Колибри» для мониторинга КиП, с

динамической генерацией пользовательского интерфейса на основе собственного формата электронных описаний устройств (CDD) [2].

ПО «Сервер полевой шины Колибри» визуализирует параметры интеллектуальных устройств, ведёт аудит действий и событий, а также предоставляет оператору динамические панели управления. Основное требование – это формировать GUI автоматически из электронного описания устройств (меню, переменные, методы, изображения), без ручной «верстки» экранов под каждый тип устройства. Сложности, которые возникли в разработке: отсутствие открытых решений, недостаточность стандартного инструментария Qt (редактор экранных форм), рост дублирования кода и затруднённое добавление новых типов данных. В данной работе показано, как сочетание паттернов проектирования и подходов к разработке, позволило реализовать динамические интерфейсы в ПО «Сервер полевой шины Колибри», обеспечить поддержку конструкций языка EDDL, упростить расширение перечня поддерживаемых типов переменных и снизить связанность кода. Обсуждаются достигнутые эффекты и риски альтернативного «безпаттернового» подхода.

Комбинация применённых принципов и паттернов проектирования позволила создать устойчивую архитектуру динамического GUI из CDD: система проще расширяется и поддерживается, а операционные риски изменений снижены. Подход переносим на другие проекты, где интерфейс строится из внешних описаний.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Продукты и решения [Электронный ресурс] // ООО «Аспект»: разработка цифровых измерительных систем. – URL: <https://digitalmetrolog.com/ru/products>— (дата обращения: 20.07.2025).
2. Сервер полевой шины Колибри: запись в Едином реестре российского программного обеспечения [Электронный ресурс] // Министерство цифрового развития, связи и массовых коммуникаций Российской Федерации. – URL: <https://reestr.digital.gov.ru/reestr/2949993/> (дата обращения: 22.08.2025).

### **РЕАЛИЗАЦИЯ УПРАВЛЕНИЯ МИКРОСЕРВИСАМИ СТАНДАРТНЫМИ СРЕДСТВАМИ ASTRA LINUX НА ОСНОВЕ ПОДСИТЕМЫ ИНИЦИАЛИЗАЦИИ И УПРАВЛЕНИЯ СЛУЖБАМИ И СИСТЕМНОГО ЖУРНАЛИРОВАНИЯ**

В.А. Бельский<sup>1,2</sup>, Р.В. Пушкарский<sup>1,2</sup>, А.Д.Громов<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>Томский Политехнический Университет,

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

<sup>2</sup>ООО «Аспект»,

Россия, г. Томск, Знаменский переулок, 6, 634055

E-mail: [vab59@tpu.ru](mailto:vab59@tpu.ru)

Для решения проблемы отсутствия поддержки российской линейки интеллектуальных датчиков ООО «Аспект» [1] разработало HART-совместимый протокол «Колибри» и ПО «Сервер полевой шины Колибри» [2] с динамическим GUI

по CDD-описаниям микросервисной архитектурой с использованием стандартных механизмов управления службами Astra Linux, таких как подсистема инициализации и управления службами (systemd) и системой централизованного журналирования (journald).

Для поддержки работы с интеллектуальных КиП в ООО «Аспект» создан «Сервер полевой шины Колибри» на основе микросервисной архитектуры с использованием стандартизированных механизмов управления службами Astra Linux на основе systemd для контроля за жизненным циклом работы программного обеспечения, с использованием журналирования на основе journald. Новое техническое решение основано на применении изолированных компонентов, включающих драйвера связи с полевым оборудованием, сервера сбора динамических данных, системы агрегации и передачи данных в АСУПТ, обеспечивающее одновременный мониторинг большого количества КиП, управляемых с использованием только стандартизированных механизмов управления компонентами на основе systemd и journald в операционной системе Astra Linux.

Комбинация HART-совместимого протокола «Колибри», динамической генерации интерфейса и микросервисной архитектуры с эксплуатацией на Astra Linux позволила получить расширяемую и управляемую систему мониторинга КиП. Применение systemd унифицировало жизненный цикл сервисов, связанных через PostgreSQL и сократило время восстановления при сбоях, а journald обеспечил единый контур журналирования и быструю диагностику.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Продукты и решения // ООО "Аспект": Разработка цифровых измерительных систем URL: <https://digitalmetrolog.com/ru/products> (обращение: 20.07.2025).
2. Сервер полевой шины «Колибри» : запись в Едином реестре российского программного обеспечения [Электронный ресурс] // Министерство цифрового развития, связи и массовых коммуникаций Российской Федерации. – URL: <https://reestr.digital.gov.ru/reestr/2949993/> (дата обращения: 22.08.2025).

### **ПЕРЕДАЧА СИГНАЛОВ В СРЕДАХ С ПОВЫШЕННЫМ УРОВНЕМ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ**

Ю.М. Козлова, И.С. Надеждин, А.Г. Горюнов, А.М. Емельянов  
Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050  
E-mail: ymk5@tpu.ru

В рамках реализации проекта «Прорыв» ведется проектирование и строительство пристанционного завода по переработке отработанного ядерного топлива на территории Сибирского химического комбината. В процессе эксплуатации объектов, работающих в условиях высокого уровня ионизирующего излучения, выполняется многократный сбор и измерение различных технологических

параметров. Для обеспечения надежной передачи данных от датчиков к системам контроля, управления и диагностики требуется применение кабельных решений, способных сохранять работоспособность в соответствующих условиях.

Для повышения устойчивости кабелей к воздействию ионизирующего излучения применяются различные материалы и конструктивные подходы. Кабели с минеральной изоляцией [1] отличаются высокой термостойкостью и долговечностью, что достигается за счет неорганической структуры, однако сложны в производстве. Изоляция из сшитого полиолефина [2] обеспечивает работу при температурах до 180 °С благодаря высокой химической стойкости и механической прочности. Полимерные композиции на основе сшитого синтетического каучука с ароматическими маслами и антиоксидантами [3] обладают способностью сохранять эластичность и электрические характеристики после воздействия высоких доз излучения, благодаря подобранному составу и стабилизаторам. Многослойная пленочная изоляция из полиимидных пленок с термосвариваемым покрытием [4] отличается высокой адгезией между слоями и способностью выдерживать экстремальные дозы облучения.

Существующие решения обладают своими сильными сторонами, но в совокупности имеют серьезные ограничения, включая высокую стоимость, сложность производства, недостаточную механическую гибкость и проблемы с долговечностью при экстремальных условиях эксплуатации. Это обосновывает необходимость создания собственного материала и конструкции кабеля, оптимизированных под специфические условия эксплуатации и требования целевого производства.

*Исследование выполнено в рамках проекта Приоритет-2030-ЭЭЗ-037-198-2025.*

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Пат. 159033 РФ. МПК6 7/29. Малогабаритный радиационностойкий кабель с минеральной изоляцией / В.А. Загадкин, Е.А. Осколков, С.П. Бобылев, Ю.О. Осипов, В.М. Троценко. Заявлено 28.11.2014; Оpubл. 27.01.2016, Бюл. № 3. – 7 с.
2. Пат. 10804002 США. МПК6 H01B 9/00, H01B 1/02. Radiation and heat resistant cables / E.B. Lee, S. Siripuraru, K. Tonyali. Заявлено 13.08.2015; Оpubл. 13.10.2020.
3. Пат. 8076408 США. МПК6 C08K 5/00, C08L 41/00. Radiation resistant composition, wire and cable / Y. Nakamura, M. Sorimachi, H. Kimura, S. Matsuyama. Заявлено 21.12.2009; Оpubл. 13.12.2011.
4. Пат. 138404 РФ. МПК6 H01B 7/02. Радиационностойкий электрический провод / Е.В. Васильев, О.В. Громова, В.Т. Пивненко. Заявлено 05.09.2013; Оpubл. 10.03.2014, Бюл. № 7. – 4 с.

#### **ОСОБЕННОСТИ АСУ ТП ЭНЕРГОБЛОКА С РУ «БРЕСТ-ОД-300»**

М.В. Волков, А.Ю. Максимов, А.В. Петренко

Акционерное общество «Прорыв»,

Россия, г. Москва, Раменский бульвар, д.1, 119607

E-mail: vmvald@pnproryv.ru

Создание современной АСУ ТП является неотъемлемой и значимой частью сооружения энергоблока атомной станции. АСУ ТП энергоблока предназначена для

автоматизации контроля и управления технологическими процессами во всех эксплуатационных режимах, включая аварийные.

АСУ ТП, создаваемая с использованием современных технических средств, обеспечивает надежное и безопасное управление технологическими процессами и тем самым повышает технико-экономические показатели атомной станции, за счет:

- непрерывного получения эксплуатационным персоналом необходимой и достоверной информации о протекании технологических процессов и работе оборудования;

- предотвращения и/или устранения нарушений эксплуатационных пределов;

- оперативного обнаружения, регистрации и сигнализации о нарушении эксплуатационных пределов и аварийных ситуациях, а также возможности их прогнозирования;

- высокой степени информационной поддержки эксплуатационного персонала;

- высокого уровня надежности технических средств АСУ ТП и их непрерывной самодиагностики.

АСУ ТП энергоблока с РУ «БРЕСТ-ОД-300» представляет собой автоматизированную систему с распределенным сбором информации и централизованным контролем и управлением, функционирующую на основе микропроцессорных устройств и средств вычислительной техники, допускающую возможность развития и совершенствования функциональных задач.

Разработка АСУ ТП энергоблока с РУ «БРЕСТ-ОД-300» потребовала проведения большого объема НИОКР, включая работы по моделированию переходных режимов с применением динамических моделей объекта управления, построенных как на расчетных кодах АО «НИКИЭТ», так и кодах нового поколения, разработанных в рамках проектного направления «Прорыв». По результатам проведенных работ по моделированию переходных режимов показана устойчивость работы основных регуляторов РУ, отработаны режимы пуска и останова РУ, алгоритмы защит, сформированы видеокadres управления. Базовым критерием при проведении работ по моделированию алгоритмов является использование принципа сквозного проектирования: «бесшовный» переход от математических моделей, отработанных на стенде моделирования, к функциональному программному обеспечению поставляемого АСУ ТП, с возможностью дальнейшего применения стендов моделирования при наладке и сопровождении эксплуатации АСУ ТП.

Ключевыми особенностями по сравнению с АСУ ТП энергоблоков 3 поколения является применение новых проектных решений. Для комплексной системы управления и защиты и управляющей системы безопасности (КСУЗ-УСБИ) выделены:

- два независимых цифровых комплекта аппаратуры КСУЗ со своими независимыми друг от друга измерительными каналами (ИК) контроля нейтронных и технологических параметров;

– физическое разделение аппаратуры, выполняющей функции аварийной защиты и управления системами безопасности, от аппаратуры, выполняющей функции управления системами нормальной эксплуатации (СНЭ), важными для безопасности;

– две стержневые системы остановки реактора, диверсная система защиты, выполненная на «жесткой» логике, широкодиапазонные камеры измерения плотности потока нейтронов.

Исполнительная часть УСБ представляет собой распределенную структуру комплекса технических средств. Обмен сигналами реализуется только по прямым цифровым связям «точка-точка», передача информации от УСБ в СНЭ осуществляется строго однонаправленно (от УСБ в СНЭ). Цифровые сети выполнения функций СНЭ реализованы на основе резервированной цифровой шины данных.

Передача информации по функции как УСБ, так и СНЭ осуществляется периодически с фиксированным тактом без подтверждения. Выбор приоритета управления реализован на уровне шкафов коммутации на «жесткой» логике. Для отдельных функций управления предусмотрено резервирование цифровой части УСБ командами управления от диверсной системы на «жесткой» логике.

Система верхнего блочного уровня (СВБУ) представляет собой распределенную резервированную структуру технических средств, построенную на базе программной платформы КРОСС (разработка АО «НИКИЭТ»), с применением дублированных сетей при реализации основных функций и отдельной «инженерной» сети для реализации вспомогательных функций. В структуре СВБУ выделен приоритетный сегмент СВБУ для реализации управляющих функций и отдельный сегмент, не влияющий на управляющие тракты, для информационного обмена с локальными системами АСУ ТП, управляемыми с местных постов управления.

При создании АСУ ТП энергоблока с РУ «БРЕСТ-ОД-300» выполняются все необходимые работы для обоснования проектных решений и подтверждения надежности и безопасности.

## **ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС АВТОНОМНОЙ НАЛАДКИ АЛГОРИТМОВ ПРОМЫШЛЕННОЙ АВТОМАТИКИ**

Д.Э. Шенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: des21@tpu.ru

За последние годы в промышленной автоматике обозначилась тенденция к увеличению объемов автоматизации технологических процессов различной сложности и назначения. В след за увеличением объема автоматизации сложность

алгоритмов управления возрастает, в связи с чем основополагающим критерием безопасного и эффективного функционирования промышленного объекта становится качество ПО АСУ ТП. В процессе ввода в эксплуатацию промышленного объекта с целью проверки полноценности реализованной системы проводят ПНР. Этап автономной наладки в объеме ПНР подразумевает проверку всех средств автоматизации на предмет монтажной готовности, работоспособности, соответствие реализованных алгоритмов управления, диагностики без вывода промышленного объекта в проектные режимы эксплуатации. Зачастую автономно провести полноценную проверку всех алгоритмов невозможно ввиду ряда причин. Ключевым моментом для автономной наладки будет являться монтажная готовность всех средств автоматизации и технологических узлов. Проверенным решением автономной проверки алгоритмов управления является имитационное тестирование [1]. В работе предлагается использование ПТК (рис. 1) в качестве имитатора ТООУ, что позволит автономно от средств автоматизации с достаточной степенью адекватности проверить корректность алгоритмов управления. Представленное решение наиболее полноценно позволит обеспечить автономную наладку ПО АСУ ТП, помимо этого уменьшит ресурсные и экономические затраты на проведение ПНР. В последствии применение данного решения обеспечит надежность, безопасность, эффективность введенного в работу промышленного объекта.

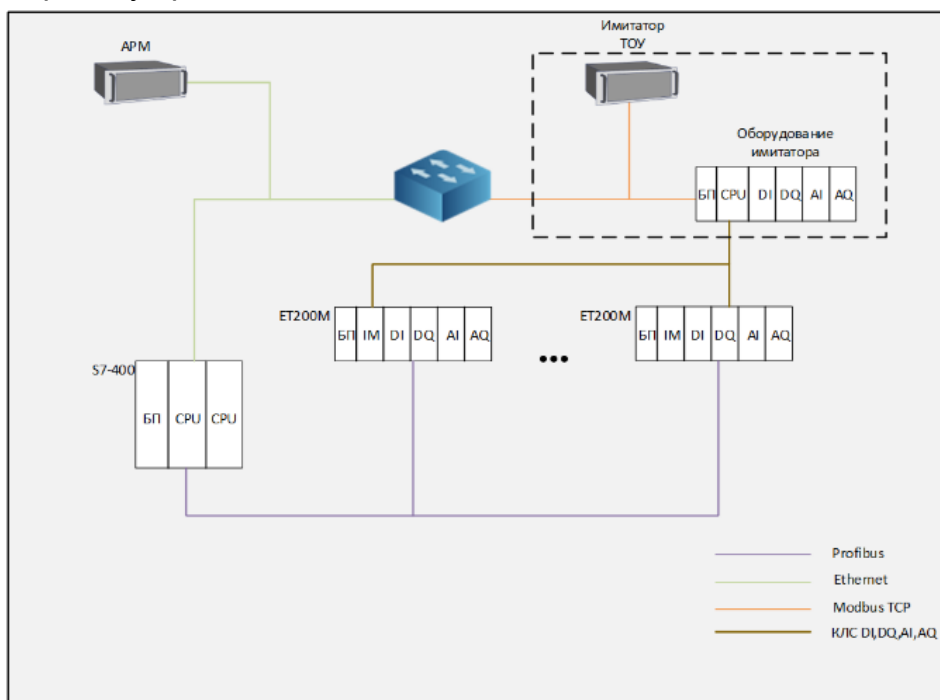


Рис. 1. Структурная схема ПТК

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Матлахов В.П. Автоматизация стенда системы контроля уровня и температуры резервуарного парка / В.П. Матлахов, В.А. Хандожко, А. В. Агеенко // Автоматизация и моделирование в проектировании и управлении. – 2023. – № 1(19). – С. 4-11.

# СРАВНЕНИЕ МОДЕЛЕЙ ДЕТЕКЦИИ СИЗ С ПРИМЕНЕНИЕМ ПОЛУАВТОМАТИЧЕСКОЙ РАЗМЕТКИ ДАННЫХ

Е.О. Ковалев

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

E-mail: eok18@tpu.ru

Работа выполнена в два этапа. На первом этапе проведено сравнение архитектур YOLO (YOLOv12l) и RT-DETR (RT-DETRv1-l) на базовом датасете. Анализ кривых обучения выявил, что RT-DETR демонстрирует устойчивую тенденцию к росту метрик, в то время как YOLO быстро выходит на «плато». Результаты подтвердили превосходство RT-DETR по ключевым метрикам, особенно по полноте (Recall).

Таблица 1. Результатов на базовом датасете

Model	Precision	Recall	mAP@0.5	mAP@0.5:0.95
YOLOv12	0,931	0,672	0,829	0,540
RT-DETR	0,911	0,858	0,903	0,580

На втором этапе для решения новой задачи (детекция страховочной привязи) оперативно создан датасет с классом «safety harness». Применен полуавтоматический пайплайн: предварительная разметка моделью YOLO-World-8x с последующей ручной проверкой в CVAT. Объединенный датасет (471 изображение, 4 класса) использован для дообучения тех же архитектур.

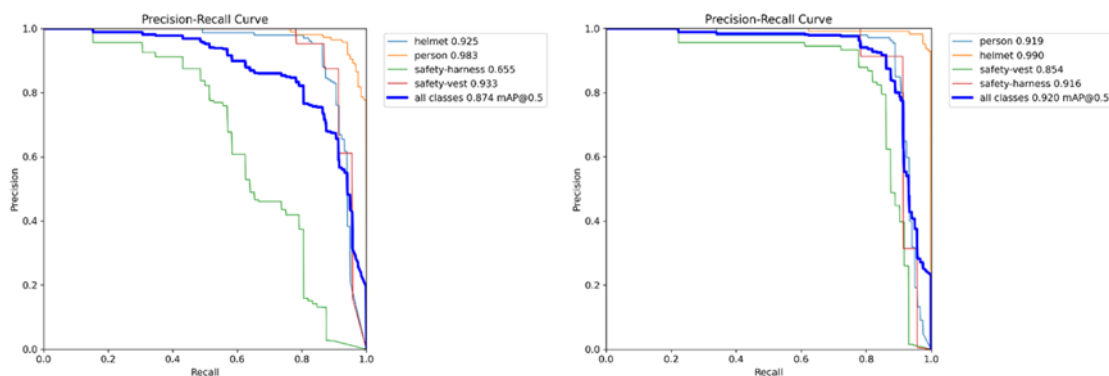


Рис. 3. PR-кривые по всем классам: YOLO (слева) и RT-DETR (справа)

Результаты на собственном датасете показали, что RT-DETR сохранила лидерство. Ее преимущество в детекции сложного нового класса «safety harness» является особенно очевидным: значение mAP@0.5 для этого класса составило 0,89 против 0,72 у YOLO. Это превосходство на 0,2 четко видно на PR-кривых (рис. 1). Инференс на видео подтвердил, что RT-DETR более стабильно детектирует страховочные привязи, в то время как YOLO показывает пропуски.

Практическая значимость работы заключается в успешной апробации методологии быстрого развертывания системы детекции под новые классы СИЗ. RT-DETR демонстрирует более лучшую детекцию при сопоставимых с YOLO

вычислительных затратах, что делает её предпочтительным выбором для внедрения в системах промышленной безопасности.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Lyu W., Xu X., Zhang T. RT-DETR: Real-Time Detection Transformer [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://arxiv.org/abs/2304.08069>. – 14.07.2025.
2. Ultralytics. YOLO Documentation [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://docs.ultralytics.com>. – 01.07.2025.
3. BelickNicko. AutoCVAT: Use this project to automatically annotate your dataset for free in CVAT [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://github.com/BelickNicko/AutoCVAT>

### **РАДИАЦИОННОСТОЙКИЙ КОАКСИАЛЬНЫЙ КАБЕЛЬ С ИЗОЛЯЦИЕЙ НА ОСНОВЕ ЖИДКОГО ЭПОКСИДНОГО КОМПАУНДА**

А.Г. Горюнов<sup>1</sup>, А.А. Горюнов<sup>2</sup>, И.С. Надеждин<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

<sup>2</sup>Томский физико-технический лицей,

Россия, г.Томск, ул. Мичурина, 8, 634049

E-mail: alex1479@tpu.ru

Современные радиохимические производства при переработке ОЯТ энергетических ядерных реакторов требуют реализацию технологии в горячих камерах с применением технологического оборудования способного сохранять работоспособность в условиях высокого уровня ионизирующего излучения. В том числе эти требования распространяются на контрольно-измерительные приборы и средства автоматизации (КИПиА) и приводят к необходимости решения научной проблемы разделения электроники КИПиА и первичных преобразователей для ядерных технологий, в том числе реализации кабельных решений. Исследование выполнено в рамках проекта Приоритет-2030-ЭЭЗ-037-198-2025 при реализации слаботочных кабелей для измерения рН и электропроводности. Изоляция типовых кабелей полностью разрушается при уровнях ионизирующего излучения в горячих камерах и не соответствует требуемым срокам эксплуатации. Для повышения радиационной устойчивости кабелей к воздействию ионизирующего излучения применяются различные материалы и конструктивные подходы, в том числе с применением минеральной изоляции [1], полиолефина и др. материалов. Существующие решения имеют серьезные ограничения, включая высокую стоимость при мелкосерийном производстве, что обосновывает необходимость создания технологии производства кабеля в современных условиях.

Выполнены исследования по выбору конструкции кабеля, рассматривались варианты на основе витой пары и коаксиального кабеля. В том числе установлено, что для измерения рН и электропроводности можно применять коаксиальный кабель. Предложена конструкция с применением эпоксидной смолы ЭД-20 в качестве

изолирующего материала (рис. 1, а), заполнение кабеля изолятором осуществляется с помощью насадки (рис. 1, б).

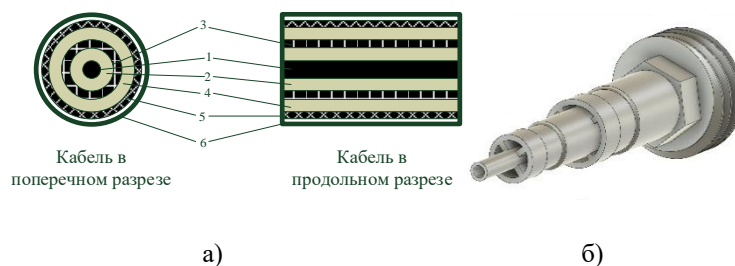


Рис. 1. Конструкция кабеля и насадки (1 – проводник, 2,4 – изоляционный слой, 3 – медная оплетка, 5 – диэлектрическая оплетка, 6 – защитная оболочка из нержавеющей стали)

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 159033 РФ. МПК6 7/29. Малогабаритный радиационностойкий кабель с минеральной изоляцией / В.А. Загадкин, Е.А. Осколков, С.П. Бобылев, Ю.О. Осипов, В.М. Троценко. Заявлено 28.11.2014; Опубл. 27.01.2016, Бюл. № 3. – 7 с.

### ПОСТРОЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ, ОПИСЫВАЮЩЕЙ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ПРОЦЕССОВ ВОСПАЛЕНИЯ И РЕГЕНЕРАЦИИ В РОГОВИЦЕ

А.Ю. Архипов, Е.О. Ковалев, Е.О. Филиппова, Б.С. Мерзликин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: arhipov.sasha04@yandex.ru

Основу анализа сложных взаимодействий в ходе регенеративно-воспалительных процессов составляет математическое моделирование. Оно опирается на статистическую обработку экспериментальных результатов и разработку детерминированных моделей, основанных на системах дифференциальных уравнений. Данный подход обеспечивает количественное описание и временной прогноз развития процесса с учетом многообразия биологических механизмов.

Исследование направлено на разработку математической модели, описывающей взаимодействие процессов воспаления и регенерации в роговице при повреждении эндотелия и адгезии лейкоцитов. Эксперименты *in vivo* были проведены на 25 половозрелых самцах крыс линии Wistar (25 глаз) массой 250 г. Работа выполнялась в лаборатории биологических моделей СибГМУ. У животных хирургическим путем повреждали эндотелий одного глаза, после чего в переднюю камеру этого же глаза вводили суспензию лейкоцитов. Забор материала для гистологического анализа проводили на 3, 7, 14 и 21 сутки. Количественную оценку клеточного состава (лимфоциты, фибробласты, эпителиальные клетки, количество сосудов) и толщины эпителия на окрашенных гематоксилином и эозином срезах роговицы выполняли с использованием окулярной вставки Автандилова. Для каждого параметра отдельно была построена полиномиальная регрессия третьей степени, где

в качестве независимой переменной выступало время ( $t$ ), а зависимой – стандартизированное значение параметра. Построение моделей динамики лимфоцитов, фибробластов, эпителиальных клеток, сосудов, толщину эпителия осуществляли на языке Python с использованием библиотеки PySINDy для построения систем обыкновенных дифференциальных уравнений. После получения системы дифференциальных уравнений выполняли её численное интегрирование. Для численного решения использовали метод Рунге–Кутты четвертого порядка. Численное решения позволило сравнить предсказания модели с реальными экспериментальными данными, что дало возможность оценить адекватность построенных уравнений. Согласно результатам, графики, построенные с использованием библиотеки PySINDy, правильно отражают тенденцию изменению величин со временем. Однако абсолютная ошибка велика по сравнению с полиномиальной регрессией, особенно на графике, отражающий динамику образования сосудов.

*Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-25-00113, <https://rscf.ru/project/25-25-00113/>.*

## **МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ УСТАНОВКИ ОТМЫВКИ И СУШКИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ МФР**

В.Е. Гашенко, Е.К. Степанченко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: veg10@tpu.ru

Модуль фабрикации и рефабрикации (МФР) является частью пристанционного ядерного топливного цикла опытно демонстрационного энерго-комплекса (ПЯТЦ ОДЦ) с реактором БРЕСТ-300. В виду высокой экономической значимости проекта и его сложности, принято решение о создании Цифрового Двойника (ЦД), предоставляющего информацию для оптимизации производства, материальных и ресурсных затрат [1]. Одним из элементов ЦД линии ТВС выступает модель отмывки и сушки ТВС от смазки СВ-1. В рамках проекта были определены формулы, необходимые для составления математического описания, сформулированы требования и допущения, определены входные и выходные величины системы. Было разработано математическое описание процесса, рассчитаны параметры моделирования, удовлетворяющие показателям качества процесса, проведены эксперименты для определения зависимостей параметров установки от характеристик ТВС. Установка реализует два процесса: двухэтапную отмывку от смазочной жидкости и сушку. ТВС погружается в реторту, которую затем наполняют нагретой водой. Процесс отмывки происходит за счет барботажа техническим очищенным воздухом. После двух этапов отмывки ТВС, при удовлетворяющих показателях качества, наступает сушка ТВС.

На основе законов о движении ламинарного и турбулентного потока, описания явления диффузии, законов Ньютона, уравнения Бернулли, уравнения Адамара–Рыбчинского, разработано математическое описание.

Масса смазки, отделяемая от ТВС за 1 сек.:

$$m_{см1} = \frac{\pi \cdot d_{трубы} \cdot \sigma_{воды}}{4 \cdot g \cdot \mu_{см}}$$

Коэффициент отмывки:

$$k_{отм} = \frac{V_{нач} - V_2}{V_{нач}}$$

В результате разработана математическая модель, позволяющая проводить расчеты при различных начальных условиях и подсчитывать информацию, необходимую для оценки эффективности принятых решений. В результате моделирования были определены границы параметров: объем очищенной смазки от  $0,95V_0$  до  $V_0$ ; время полной отмывки ТВС от 1065 сек. до 3400 сек.; коэффициент отмывки от 0,95 до 1; длина ТВС  $L_{ТВС0} \pm 0,05$  м; температура воды в реторте от 80 °С до 95 °С; диаметр трубы, подающей воздух от 0,045 м.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Степанченко Е.К. Элементы цифрового двойника линии изготовления тепловыделяющих сборок. – Режим доступа: <https://elibrary.ru/item.asp?id=59852790> – 19.08.25.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ СИСТЕМЫ ИЗМЕРЕНИЯ ГРАНИЦЫ РАЗДЕЛА ВОДНОЙ И ОРГАНИЧЕСКОЙ ФАЗ В ЭКСТРАКЦИОННОЙ КОЛОННЕ

Г.В. Сумин, Н.П. Смирнов, И.С. Надеждин, Ю.М. Козлова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: gvs9@tpu.ru

Регенерация отработанного ядерного топлива с целью возврата полезных компонентов обратно в ядерный топливный цикл является основной задачей радиохимической технологии переработки. В основе технологии находится процесс экстракции, который осуществляется в специальных аппаратах – экстракционных колоннах [1]. Выделение целевых компонентов в колонне осуществляется благодаря противоточному движению водной и органической фаз, которое возникает из-за разности плотностей. Для поддержания заданного технологического режима и эффективности разделения целевых компонентов в экстракторе колонного типа необходимо отслеживать уровень границы раздела фаз (ГРФ) водной и органической фаз в нижней отстойной зоне (НОЗ) [2].

Для контроля уровня ГРФ предлагается использование системы измерения, состоящей из специального щупа, погруженного в НОЗ, нескольких датчиков дифференциального давления, системы подачи воздуха, системы клапанов и

соединительных линий [3]. Для настройки работы разработанной системы измерения было осуществлено моделирование работы системы в среде Engae. Цель моделирования – определение оптимальных параметров работы системы, таких как время открытия клапанов, период продувки соединительных линий и скорость подачи разделительной среды.

При моделировании исследовалось влияние колебаний уровня ГРФ в НОЗ в результате работы пульсационной камеры экстрактора, влияние возникновения промежуточного третьего слоя, влияние погрешности датчиков дифференциального давления, а также влияние изменения плотности органической и водной фаз на результаты измерений.

В результате работы получены параметры для настройки системы измерения границы раздела фаз, которые были проверены на экспериментальной установке.

*Исследование выполнено в рамках проекта Приоритет-2030-ЭЭЗ-037-198-2025.*

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Горюнов А.Г., Ливенцов С.Н., Лысенко А.А., Чурсин Ю.А. Математическое моделирование процесса экстракции урана как объекта управления. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2008. – 143 с.
2. Вильнин А.Д., Ливенцов С.Н., Лысенко А.А. Система стабилизации уровня границы раздела фаз экстракционной колонны // Известия Томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов. – 2002. Т.305. – № 3. – С. 403–407.
3. Денисевич А.А., Горюнов А.Г., Ливенцов С.Н., Сумин Г.В., Надеждин И.С. Система измерения уровня и плотности жидкости в аппаратах ядерно безопасного исполнения для нового производства по переработке отработавшего ядерного топлива // Атомная энергия. – 2023. – Т. 135. – № 5-6. – С. 188–192.

### **ВОЗМОЖНОСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ АСУ НТО «ОРИЦИКЛ» ДЛЯ КОНТРОЛЯ ПАРАМЕТРОВ УСКОРЯЕМЫХ И ВЫВЕДЕННЫХ ПУЧКОВ УСКОРИТЕЛЬНОГО КОМПЛЕКСА NICA**

В.А. Александров<sup>1</sup>, Е.В. Архипов<sup>1,3,4</sup>, В.И. Астахов<sup>1</sup>, А.А. Балдин<sup>1</sup>, Э.Г. Балдина<sup>1</sup>,  
Е.А. Бушмина<sup>1,2</sup>, М.А. Гусев<sup>3</sup>, Е.А. Клевцова<sup>1</sup>, Д.С. Коровкин<sup>1</sup>, И.А. Рубанович<sup>4</sup>,  
А.Х. Салтовская<sup>3</sup>, А.Б. Сафонов<sup>1</sup>, П.Р. Харьюзов<sup>1</sup>, А.С. Чепурнов<sup>4</sup>, С.А. Четвериков<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Объединенный институт ядерных исследований,

Россия, Московская обл., г. Дубна, ул. Жолио-Кюри, 6, 141980

<sup>2</sup>Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

<sup>3</sup>ООО «ОРИЦИКЛ»,

Россия, Московская обл., г. Дубна, пр-т Автолюбителей, 6, стр. 2, 141980

<sup>4</sup>ООО «Марафон»,

Россия, г. Москва, ул. Мосфильмовская, 176, 119330

Программный комплекс АСУ НТО «ОРИЦИКЛ» (Автоматизированная система контроля и управления научно-техническим оборудованием «ОРИЦИКЛ») [1] предназначен для создания автоматизированных систем контроля и управления

экспериментальными установками, работающими на пучках ускорителей заряженных частиц, а также автоматизированных систем управления ускорительными комплексами и их элементами. Основной особенностью данного ПК является контроль элементов экспериментальных установок в режиме реального времени, включая детекторы, электронику считывания, мишенные станции. На данный момент активно вводится в эксплуатацию ускорительный комплекс NICA, где задействовано более тысячи детекторов. Необходимость одновременно контролировать большое количество разнородных параметров существенно усложняет эффективное управление такими системами, поэтому разработка интегрированной среды управления на основе АСУ НТО «ОРИЦИКЛ» радикально решает проблемы настройки и поддержания режимов работы ускорительного комплекса. В данной работе рассмотрено применение АСУ НТО «ОРИЦИКЛ» для одновременного контроля параметров, ускоряемых (циркулирующих) и выведенных пучков ускорительного комплекса NICA в режиме реального времени с помощью профилометров Бустера и Нуклотрона на основе МКП и с помощью ионизационных камер, расположенных на каналах перевода пучков Нуклотрон-Коллайдер NICA.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2025668225 Российская Федерация. Автоматизированная система контроля и управления научно-техническим оборудованием «ОРИЦИКЛ» : №2025667213 : заявл. 11.07.2025 : опубл. / заявитель Общество с ограниченной ответственностью «ОРИЦИКЛ».

### **ДИАГНОСТИКА КАНАЛЬНОГО УРОВНЯ ПОЛЕВОЙ ШИНЫ ПЕРЕДАЧИ ДАННЫХ «КОЛИБРИ»**

М.Г. Скаскевич<sup>1,2</sup>, Р.В. Пушкарский<sup>1,2</sup>, В.А. Бельский<sup>1,2</sup>

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

<sup>2</sup>ООО «Аспект»,

Россия, г. Томск, Знаменский переулок, 6, 634055

E-mail: mgs7@tpu.ru

Для решения проблемы импортозамещения систем автоматизированного метрологического обеспечения АСУ ТП на основе полевой шины HART, контролируемой сообществом FieldComm Group, ООО «Аспект» разработан HART-совместимый протокол передачи данных «Колибри» [1]. В рамках проекта так же разрабатываются, независимо от FieldComm Group, методики испытаний полевых устройств, модулей ПЛК, HART-мультиплексоров и host-систем на соответствия требованиям протокола.

В настоящее время не существует отечественных государственных стандартов, регламентирующих соответствие протоколу HART оборудования, до текущего момента, органом, осуществляющим контроль, было иностранное сообщество

FieldComm Group. Актуальность работы обусловлена приостановкой участия отечественных производителей датчиков, средств автоматизации и программного обеспечения АСУ ТП в FieldComm Group, в результате чего затруднены поставки сертифицированных микросхем физического уровня, затруднено испытание отечественных устройств в экосистеме HART.

Разработанная методика диагностирует ошибки на канальном уровне полевой шины передачи данных и позволяет проверять как полевые устройства, поддерживающие протокол HART, так и устройства среднего уровня (аналоговые модули ввода вывода ПЛК с поддержкой протокола, HART-мультиплексоры, HART-модемы). Ошибки канального уровня условно можно разделить на ошибки в переданном пакете, ошибки в переданном байте, ошибки в временных задержках при передаче пакета.

Для реализации проверок согласно разработанной методике, было подготовлено ПО на языке C++ для наблюдения за реакцией испытываемого устройства на ошибки от host-системы, и подготовлен имитатор полевого устройства на основе микроконтроллера, способный имитировать ошибки канального уровня согласно разработанной методике для наблюдения за реакцией испытываемого оборудования на ошибки от полевых устройств.

В результате были проведены проверки канального уровня ряда отечественных полевых устройств, ПЛК, мультиплексоров, поддерживающих протокол HART. В дальнейшем планируется модернизация ПО и имитатора в сторону автоматизации проверки устройств и разработка лабораторного стенда для проверки устройств на наличие ошибок физического уровня.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Продукты и решения [Электронный ресурс] // ООО «Аспект»: разработка цифровых измерительных систем. – URL: <https://digitalmetrolog.com/ru/products> (дата обращения: 20.08.2025).

#### **ТРАНСЛЯЦИЯ EDDL ОПИСАНИЙ**

А.Д. Громов<sup>1,2</sup>, А.Г. Горюнов<sup>1,2</sup>, В.А. Бельский<sup>1,2</sup>, Р.В. Пушкарский<sup>1,2</sup>, М.Г. Скаскевич<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

<sup>2</sup>ООО «Аспект»,

Россия, г. Томск, Знаменский переулок, 6, 634055

E-mail: [adg17@tpu.ru](mailto:adg17@tpu.ru)

В работе представлены результаты разработки транслятора электронных описаний устройств, производящий преобразование описаний, представленных на языке описания EDDL в файле .fm8, в код на языке программирования C++.

Актуальность разработки обусловлена приостановкой сопровождения протокола HART на территории Российской Федерации. На базе АНО Института нефтегазовых технологических инициатив разрабатывается стандарт полевой шины

передачи данных Колибри, согласно которому в ООО «АСПЕКТ» разрабатывается программное обеспечение системы мониторинга и диагностики контрольно-измерительных приборов и средств автоматизации совместимой с протоколом HART на физическом и канальном уровнях [1]. Работа в СМид Колибри осуществляется посредством уникальных электронных описаний устройств, написанных на языке программирования C++, Colibri Device Description (CDD) [2].

Разработанный транслятор представляет собой утилиту, реализованную на языке Python, предназначенную для обработки бинарных файлов формата «.fm8», содержащих сериализованные структуры, соответствующие EDDL-описанию полевых устройств. Разработка велась в среде Visual Studio Code, которая обеспечивала пошаговую отладку, выделение синтаксиса и быструю навигацию по модулям проекта.

Разработанный транслятор EDDL-описаний успешно обработал 34 реальных описаний различной сложности. Основные функциональные элементы, включая переменные, команды и меню, успешно интерпретируются и формируют корректную выходную структуру. В текущей версии частично не реализована поддержка элементов, отвечающих за визуальное оформление интерфейса. Эти компоненты находятся в планах дальнейшей разработки, что позволит обеспечить визуальную совместимость.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Продукты и решения [Электронный ресурс] // ООО «Аспект»: разработка цифровых измерительных систем. – URL: <https://digitalmetrolog.com/ru/products>— (дата обращения: 20.07.2025).
2. Сервер полевой шины Колибри: запись в Едином реестре российского программного обеспечения [Электронный ресурс] // Министерство цифрового развития, связи и массовых коммуникаций Российской Федерации. – URL: <https://reestr.digital.gov.ru/reestr/2949993/> (дата обращения: 22.08.2025).

### **ИМИТАЦИОННАЯ МОДЕЛЬ УЗЛА СБОРКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ЛИНИИ СБОРКИ ТВС МФР**

Е.К. Степанченко, А.О. Плетнев, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

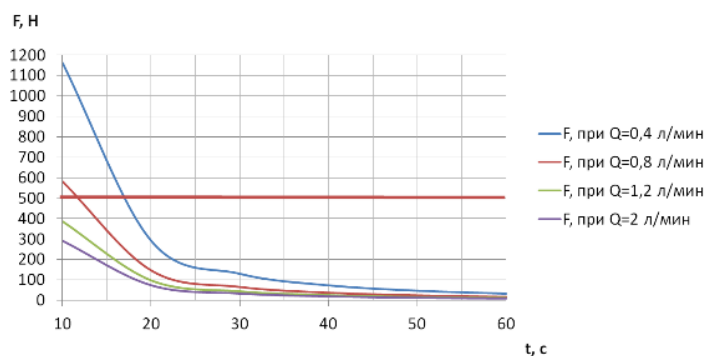
E-mail: [eks8@tpu.ru](mailto:eks8@tpu.ru)

Модуль фабрикации и пусковой комплекс рефабрикации плотного смешанного уран-плутониевого топлива (МФР) является частью замыкающего ядерный топливный цикл пристанционного завода ОДЭК с реактором БРЕСТ-ОД-300. Одним из важнейших этапов при создании МФР является оптимизация производительности, материальных и ресурсных затрат. Для решения данной задачи ведется разработка элементов цифрового двойника (ЦД) МФР. В задачи ЦД входит моделирование работы технологического оборудования объекта-оригинала с целью прогнозировать влияние на производительность реального производства различных режимов работы, а также

характеристик исходных материалов, в том числе моделирование процесса сборки тепловыделяющих сборок (ТВС).

В работу модели узла сборки ТВС включены операции участка подачи твэлов и комплектующих ТВС, а также участка сборки и контроля ТВС. В состав участка сборки и контроля входят установки разборки магазина с твэлами, установки сборки пучка твэлов, установки позиционирования твэла по координате, установки контроля основных параметров ТВС. Модель узла сборки реализует: расчет усилия перемещения твэла, по величине которого определяют выпуск некачественной продукции, анализ причин выпуска некачественной продукции, расчет потребления смазки для контроля затраченных ресурсов, расчет толщины слоя смазки, расчет бесперебойной продолжительности процесса и элементов, входящих в состав установок, учет количества установленных твэлов, учет параллельной несоосности твэла и ячейки дистанционирующей решетки, учет равноускоренного и равнозамедленного перемещения твэла. Основные результаты работы установки сборки пучка и позиционирования приведены на рисунках 1а и 1б.

а)



б)

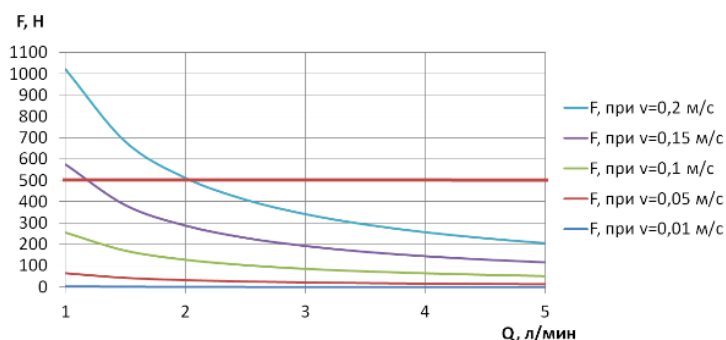


Рис. 1. Зависимость значения усилия заталкивания твэла в ячейку дистанционирующей решетки от расхода смазки (а) и от времени заталкивания (б)

Модель в сборе показала наличие узкого места в процессе формирования пучка, а именно высокое влияние длины и массы твэла на конечную сборку. Так же высокое влияние на качество итоговой продукции влияет тип смазочной жидкости и величина ее потока в момент нанесения на твэла.

В результате анализа структурных элементов установок процесса сборки пучка твэлов и их принципов функционирования выдвинуты требования к математической модели, разработана информационная схема модели, составлено математическое описание модели. Модель реализована в программном комплексе КОД ТП.

## **РАЗРАБОТКА АЛГОРИТМОВ ДЛЯ СЕГМЕНТАЦИИ ПАТОЛОГИЙ СЕТЧАТКИ ПРИ ДИАБЕТИЧЕСКОЙ РЕТИНОПАТИИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ АРХИТЕКТУРЫ НЕЙРОННОЙ СЕТИ U-NET**

В.А. Лушников, Е.О. Филиппова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: val32@tpu.ru

Диабетическая ретинопатия (ДР) – глобальная проблема здравоохранения. Ее текущая диагностика по снимкам глазного дна (офтальмоскопия, фундус-камеры) – это ручной, трудоемкий и субъективный процесс, зависящий от опыта врача и несущий риск предвзятости. Автоматизированные системы, особенно на основе глубокого обучения, способны улучшить диагностику: ускорить ее, объективизировать и прогнозировать развитие болезни. Ключевая задача в этой области – создание алгоритмов для точного обнаружения и классификации ДР, что ляжет в основу персонализированного подхода к лечению.

Целью исследования являлась разработка алгоритмов для сегментации патологий сетчатки при диабетической ретинопатии с использованием архитектуры нейронной сети U-net [1]. Для обучения модели был сформирован датасет из более 300 изображений глазного дна, который был разделен на обучающую ( $n = 260$ ) и валидационную ( $n = 40$ ) выборки. На этапе предобработки изображения были приведены к оптимальному разрешению, улучшено их качество, а также выполнено подавление шумов и удаление артефактов [2, 3]. Обучение модели U-net проводилось в течение 130 эпох. Результаты показали, что после 100 эпох ошибка обучения достигла минимума. Метрики качества модели составили: ошибка сегментации (seg\_loss) – 2.0, ошибка классификации (cls\_loss) – 1.0.

Метрика точности локализации, а точности сегментации (mask) – 0.45. Данные значения отражают долю площади, не сегментированной алгоритмом, по сравнению с эталонной ручной разметкой, выполненной экспертом-офтальмологом.

Основными причинами возникновения ошибок, по-видимому, являются ограниченный объем выборки и низкое качество исходных изображений, полученных на широкоугольной камере CenterVue EIDON. Качество снимков сильно зависит от таких субъективных факторов во время съемки, как освещенность, настройки оборудования и время подготовки, что вносит дополнительный источник вариативности.

Учитывая малый размер датасета, достигнутые метрики можно считать весьма перспективными. Для повышения точности модели в будущем планируется расширить обучающий набор данных.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-25-00113, <https://rscf.ru/project/25-25-00113/>.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ronneberger O., Fischer P., Brox T. U-Net: Convolutional Networks for Biomedical Image Segmentation [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://arxiv.org/abs/1505.04597>
2. Sarki R., Ahmed K., Wang H. et al. Image Preprocessing in Classification and Identification of Diabetic Eye Diseases // Data Science and Engineering. – 2021. – Vol. 6. – P. 455–471.
3. Advanced Segmentation of Diabetic Retinopathy Lesions Using DeepLabv3+ // Архив Корнельского университета : сайт. – 2025. – URL: <https://arxiv.org/abs/2504.17306>

### АНАЛИЗ ПОЛЯРИЗАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ДИФРАКЦИОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ СПИРАЛЬНОЙ МИШЕНИ

Н.С. Бердников, Д.А. Шкитов

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

E-mail: [nsb20@tpu.ru](mailto:nsb20@tpu.ru)

Более 30 лет уже изучаются пучки света с орбитальным угловым моментом [1]. Однако до сих пор вихревое излучение (от радио до оптического диапазона) получают в основном за счёт преобразования исходного «плосковолнового» электромагнитного излучения с помощью различных оптических дифракционных элементов. Непосредственная (прямая) генерация вихревого излучения была экспериментально показана только с помощью электронного ускорителя от спирального ондулятора. Ранее нами предложен способ генерации на основе механизма дифракционного излучения (ДИ) [2]. В данной работе продолжается проведение моделирования для подготовки эксперимента на микротроне ТПУ. Здесь рассчитаны поляризационные характеристики ДИ от спиральной мишени.

На рис. 1 представлены приведенные параметры Стокса, описывающие вектор поляризации электромагнитного излучения, в двух сечениях. Для излучения от кольцевой мишени наблюдается чистая горизонтальная поляризация линейного типа, который описывается  $\xi_1$ . Для излучения от спиральной мишени уже характерны смешанные состояния поляризации, в которых появляются диагональная (линейная под углом  $\pm 45^\circ$ ) и круговая поляризации, описываемые  $\xi_2$  и  $\xi_3$  соответственно.

Количественные и качественные расхождения круговой поляризации в горизонтальном и вертикальном сечениях можно объяснить геометрией взаимодействия электронного пучка со спиральной мишенью, разрыв которой находится в нижней полуплоскости вдоль вертикальной оси.

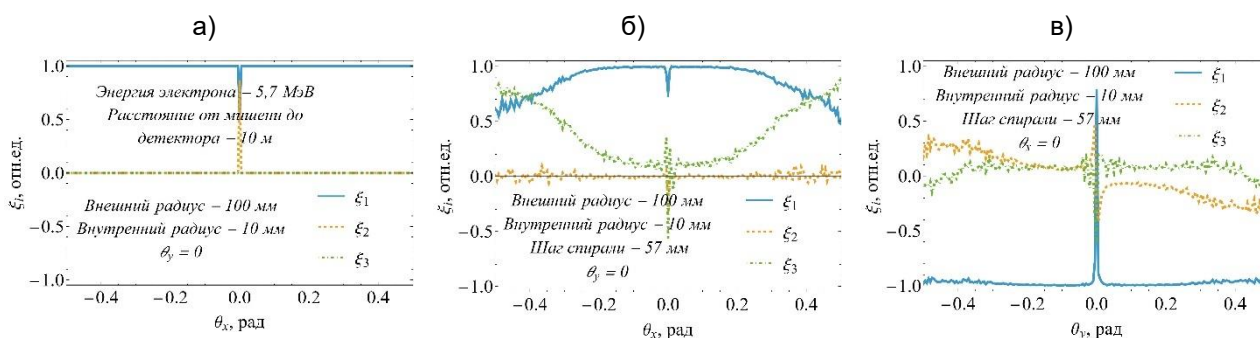


Рис. 1. Параметры Стокса ДИ от кольцевой мишени - горизонтальное сечение (а) и спиральной мишени – горизонтальное (б) и вертикальное сечение (в), параметры моделирования указаны на рисунках

Исследование выполнено при поддержке программы развития ТПУ «Приоритет 2030» (Приоритет-2030-НИП-061-198-2025).

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Andrews D.L., Babiker M. The angular momentum of light. – Cambridge: Cambridge University Press, 2013. – 442 с.
2. Бердников Н.С. Моделирование излучения релятивистских электронов от спиральной мишени и подготовка к эксперименту: магистерская работа; Томский политехнический университет; науч.рук. Д.А. Шкитов. – Томск, 2025.

### АЛГОРИТМ АНАЛИЗА ПРИЧИН ВЫПУСКА НЕКАЧЕСТВЕННОЙ ПРОДУКЦИИ ЛИНИИ СБОРКИ ТВЭЛОВ КАК ИНСТРУМЕНТ МЕНЕДЖМЕНТА В ЦИФРОВОМ ДВОЙНИКЕ

О.О. Кушков, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,  
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050  
E-mail: ook4@tpu.ru

Разрабатываемые в проекте «Прорыв» элементы цифрового двойника (ЦД) модуля фабрикаци и рефабрикаци (МФР) СНУП-топлива призваны обеспечить выполнение ряда функций, основанных на ПНСТ 429–2020 и ПНСТ 949–2024 [1, 2]. Одной из функций является анализ причин выпуска некачественной продукции. Данную функцию реализует алгоритм, основанный на статистическом анализе влияния значений технологических переменных, при которых изготавливалась единица готовой продукции, на значения параметров, характеризующих ее качество.

Опираясь реальными производственными данными и имея возможность сохранения информации в базе данных (БД), алгоритм анализирует получаемые значения контрольных параметров (КП) отбраковки и вспомогательных параметров (ВП) – параметров техпроцессов, при которых проводился выпуск данной единицы продукции. Каждый твэл маркируется собственным штрих-кодом, и получаемая информация имеет строгую привязку к этому идентификатору.

В общем случае алгоритм выполняется в пять этапов:

- 1) получение из БД значений КП и ВП, а также регламентных значений этих параметров;
- 2) сравнение текущего значения КП с его регламентным значением (диапазоном);
- 3) определение идентификатора забракованной единицы продукции (сначала по коду сигнала, забракованного КП, определяется установка, обнаружившая брак, а затем идентификатор твэла);
- 4) анализ значений каждого ВП, соответствующего данному КП и характеризующего единицу продукции с установленным идентификатором;
- 5) вывод текстового сообщения с вероятной причиной, приведшей к нарушению КП.

Таким образом, представленный алгоритм может рассматриваться как инструмент менеджмента, обеспечивающий анализ постфактум ситуаций, связанных с возникновением на технологической линии некачественной продукции. Планируется, что применение такого инструмента на большом массиве данных, получаемых в процессе работы линии, должно упростить поиск возможных причин, приведших к отбраковке продукции, а также отследить статистические закономерности между значениями переменных и параметров техпроцессов и качеством выпускаемой продукции и тем самым снизить вероятность выпуска некачественной продукции в дальнейшем.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. ПНСТ 429–2020. Умное производство. Двойники цифровые производства. Часть 1. Общие положения. – М.: Стандартинформ, 2020. – 8 с.
2. ПНСТ 949–2024. Цифровая промышленность. Системы промышленной автоматизации и интеграция. Концептуальная модель цифровых двойников для производственной сферы. Часть 1. Общие положения и основные принципы. – М.: ФГБУ «Институт стандартизации», 2024. – 6 с.

### **ОПЫТ ЦИФРОВИЗАЦИИ КОНТРОЛЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ И РАЗВИТИЕ СИСТЕМ ОТОБРАЖЕНИЯ ИНФОРМАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т**

В.А. Демидов, М.В. Гладких

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

На сегодняшний день исследовательский ядерный реактор типовой-Томский (ИРТ-Т) является единственным действующим вузовским ядерным реактором в России. Реактор ИРТ-Т является реактором бассейнового типа с тепловой мощностью 6 МВт. Реактор ИРТ-Т был запущен в 1967 году [1]. В процессе эксплуатации на реакторе проводились неоднократные модернизации, например, как установка нового бака реактора из нержавеющей стали и модернизация системы управления и защиты.

В целях повышения уровня безопасности и информационной вооруженности персонала, на реакторе ИРТ-Т была успешно введена в эксплуатацию автоматизированная система отображения информации, которая в режиме реального времени отслеживает технологические параметры, ведёт архив с использованием реляционной базы данных.

Данные, собранные автоматизированной системой отображения информации используются для оперативного управления технологическим процессом, при проведении планово-профилактических работ, в учебной и научной деятельности.

Интеграция новых датчиков и экспериментальных устройств в систему отображения обеспечивает комплексный подход к эксплуатации.

На реакторе ИРТ-Т ведется работа по нескольким направлениям деятельности. Одним из направлений является образовательная деятельность, а именно подготовка высококвалифицированных специалистов в области эксплуатации ядерных энергетических и исследовательских установок. Функции отображения технологического процесса с использованием мнемосхем и графиков позволяет наглядно визуализировать технологический процесс, динамику изменения значений параметров во времени.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. «Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т: Пособие по производственной практике и стажировке / Варлачев В.А., Глухов Г.Г, С.А. Смиренский О. В. и др. – Томск: Изд. ТПУ, 2002. – 100 с.

### **МОДЕЛЬ СИСТЕМЫ ИЗМЕРЕНИЯ КОНЦЕНТРАЦИИ ЦЕЛЕВЫХ КОМПОНЕНТ В КОМПЛЕКСНЫХ РАСТВОРАХ НА ОСНОВЕ МЕТОДА ПЛОТНОМЕТРИИ**

Е.П. Зеленецкая

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

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

Аффинажные технологии нового поколения по переработке отработавшего ядерного топлива с реакторных установок на быстрых нейтронах включают технологические линии, построенные на аппаратах имеющих ядерно-безопасную геометрию. Подобные особенности технологического оформления снижают радиационную нагрузку на технологические растворы, но при этом, приводят к существенным затруднениям в оперативном контроле и управлении основными технологическими параметрами. Высокая активность перерабатываемых растворов также накладывает существенные ограничения на методы и средства измерения, применимых для качественного и количественного определения целевых компонент, а также обеспечение ядерной чистоты конечных химических концентратов.

Наиболее эффективным способом решения возникающих проблем является разработка методик и средств измерения, основанных на методах активного и пассивного неразрушающего анализа. Внедрение разрабатываемых средств

измерений, в целях безопасности, сопровождается экспериментами на основе компьютерного моделирования для подтверждения применимости реализуемых методов, основных допущений и обеспечения предъявляемых к измерениям требований.

В работе рассматривается разрабатываемая компьютерная модель системы измерения концентраций целевых компонент в технологическом канале на основе метода двухэнергетической плотнометрии с варьируемой «геометрией» измерений. В качестве эталонного образца были использованы водные растворы сульфата меди и хлорида натрия, и раствор уранилнитрата с известной концентрацией целевых компонент. Модель позволяет не только определять концентрацию целевых компонент, но и менять степень «заиливания» измерительного канала, что весьма существенно в производственных условиях, так как помутнение оптического окна или отложения продуктов радиолиза могут приводить к повышению погрешности измерений.

В целях повышения точности определения концентраций, коэффициенты ослабления в модели определяются совместно по данным взятым из специализированной библиотеки «PhotonAttenuation» Matlab/Simulink и уравнения регрессии, полученного на основе экспериментальных данных. На всех этапах моделирования вычисляется погрешность определения концентрации каждого целевого компонента комплексного раствора. Подобного рода функция весьма существенна, так как позволяет косвенно оценить адекватность вычислений и внести, при необходимости, соответствующие корректировки.

Исследования проводятся в целях расширения разрабатываемых блоков полномасштабной модели технологической линии, предназначенных для проектирования и отладки систем автоматического управления технологическими процессами аффинажного производства разной конфигурации.

## **МЕТОД РАСЧЕТА ИМПУЛЬСНОГО РАЗБРОСА ИОНОВ В ПУЧКЕ, ОГРАНИЧЕННОМ ПРОСТРАНСТВЕННЫМ ЗАРЯДОМ**

Д.К. Чумаков<sup>1,2</sup>, В.А. Лебедев<sup>2</sup>, В.С. Шпаков<sup>2</sup>

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

<sup>2</sup>Объединенный институт ядерных исследований,  
Россия, г. Дубна, ул. Жолио-Кюри, 6, 141980

E-mail: dkc1@tpu.ru

Эволюция фазовой плотности пучка заряженных частиц во времени описывается уравнением Фоккера-Планка [1]. При действии на частицы пучка диссипативных сил фазовая плотность пучка определяется мощностью охлаждающих (увеличивающих плотность) и нагревающих (уменьшающих плотность) процессов. При их равенстве устанавливается равновесное

распределение частиц, в пренебрежении пространственным зарядом представляющее собой гауссиан с продольной длиной пучка  $\sigma_s$ , явно связанной с разбросом импульсов  $\sigma_\delta$  ( $\delta = \Delta p / p_s$  - относительное отклонение импульса частицы от импульса равновесного иона) для сгруппированных пучков с малой амплитудой синхротронных колебаний [1]. Для глубоко охлажденного пучка форма продольного распределения определяется преимущественно пространственным зарядом, и потому нельзя явно соотнести длину пучка и  $\sigma_\delta$ .

Продольное распределение пучка, ограниченного пространственным зарядом, определяется уравнением Хайссинского [2] - стационарным решением уравнения Фоккера-Планка, имеющим вид  $\lambda(s) = \lambda_0 \cdot \exp(-U(s)/kT_\parallel)$ , где  $U(s)$  - учитывающая импеданс пространственного заряда пучка и вклад от группировки частиц ВЧ напряжением потенциальная часть гамильтониана частицы, находящейся на расстоянии  $s$  от равновесной,  $kT_\parallel$  - температура пучка, выраженная через  $\sigma_\delta$ .

25 последовательных распределений тока сгруппированного пучка ионов  $^{124}\text{Xe}^{26+}$  были получены через  $\Delta t = 0.1$  с при помощи быстрого трансформатора тока на бустерном синхротроне ускорительного комплекса NICA. Распределения тока ионов усреднены по 20 оборотам для увеличения соотношения сигнал/шум. Продольный импеданс пространственного заряда и разброс импульсов  $\sigma_\delta$  были определены с помощью аппроксимации нормализованных данных уравнением Хайссинского. Из-за трансцендентной формы уравнения подбор решения производился методом итерации, в качестве первого приближения было выбрано распределение Гаусса. Последующие итерации прибавляют к уравнению вклад пространственного заряда в потенциальную часть гамильтониана в виде  $\exp(-U(s)/kT_\parallel)$ . Сходимость результата достигается за 50–100 итераций. Результат аппроксимации достоверно ( $\chi^2 = 1.233$ ) описывает продольное распределение охлажденного пучка ионов. Полученные представленным методом значения продольного импеданса и импульсного разброса ионов определяют состояние пучка и могут быть далее использованы для оценки предельных характеристик пучка при его накоплении и охлаждении.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Zhou D. [et al.] Theories derived from Haissinski equation and their applications to electron storage rings // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment. – 2024. – Vol. 1063. – P. 169243.
2. Haïssinski J. Exact longitudinal equilibrium distribution of stored electrons in the presence of self-fields // Nuovo Cimento B. – 1973. – Vol. 18. – № 1. – P. 72-82.

## **РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ УЧАСТКА ДЕЗАКТИВАЦИИ ТВЭЛОВ ДЛЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА КОД ТП**

О.О. Кушков, О.В. Егорова, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ook4@tpu.ru

Цифровизация производств является в настоящее время одной из передовых инженерных задач, решаемых в различных областях промышленности. В атомной отрасли РФ в рамках проекта «Прорыв» проводится разработка кодов нового поколения – компьютерных программ для цифровизации опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) на площадке СХК [1]. Одной из таких программ является программный комплекс (ПК) КОД ТП, разрабатываемый сотрудниками ТПУ с целью обеспечения имитации поведения технологических установок модуля фабрикации и рефабрикации (МФР) ОДЭК.

В работе была проведена модернизация ПК КОД ТП путем расширения его функциональных возможностей в части имитации работы технологического оборудования участка дезактивации твэлов, входящего в состав технологической линии сборки твэлов. Разработанная модель представляет участок на макроуровне, учитывая процессы передачи и накопления продукта (твэлов), изменение дискретных состояний оборудования (шиберов, датчиков положения, переключателей, отсекателей), процесс электрохимической дезактивации в упрощенном виде, а также влияние семи выделенных нештатных ситуаций на качество обработки твэлов и ритм их выпуска. Математическое описание модели включает в себя две части: алгоритмическую (описывает на основе метода конечных автоматов логику работы участка как совокупности последовательно выполняемых операций перемещения и накопления продукта) и аналитическую (описывает на основе критериального подхода процесс электрохимической дезактивации твэлов с применением ультразвука) [2]. Для внедрения в КОД ТП разработанное математическое описание модели было реализовано программно на языке C++.

Для проверки работоспособности и корректности программной реализации составленного описания модели были проведены вычислительные эксперименты, которые показали возможность изменения конфигурации модели из её графического интерфейса, корректность передачи информации о твэлах между блоками модели, ожидаемую динамику изменения количества твэлов в установках и численной характеристики качества их дезактивации в штатном и нештатном режимах работы участка. Таким образом, разработанная модель как элемент ПК КОД ТП может быть использована в качестве инструмента при решении задачи обеспечения регламентной производительности с учетом требуемого регламентного качества обработки твэлов в различных режимах работы участка.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Уникальные компьютерные программы – коды нового поколения, разработанные в рамках проекта «Прорыв», станут доступны мировому научному сообществу [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://rkm.rosatom.ru/innov/news/detail/80010/>. – 25.08.2025.
2. Бабина О.И. Сравнительный анализ имитационных и аналитических моделей // Теоретические основы и методология имитационного и комплексного моделирования. – 2009. – № 1. – С. 73–77.

## ПРИМЕНЕНИЕ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ НА УКОРИТЕЛЬНОМ КОМПЛЕКСЕ МТ-25 ЛАБОРАТОРИИ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ

З.М. Вершинина

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: [zmv1@tpu.ru](mailto:zmv1@tpu.ru)

Поиск перспектив в различных областях все чаще приводит к применению ядерных технологий. Благодаря их высокому потенциалу они находят широкое применение в различных сферах жизни человека, таких как энергетика, медицина, промышленность и множестве других. В данный период времени, на ускорительном комплексе МТ-25 Лаборатории ядерных реакций им. Г.Н. Флерова активно реализуются эксперименты, направленные на исследование различных физических процессов, а также решаются прикладные задачи [1].

Работа с ионизирующим излучением имеет высокую степень опасности и требует строгого соблюдения регламента. Таким образом, при работе на ускорительном комплексе необходим полный контроль следования нормам радиационной безопасности.

Поиск оптимального и обоснованного способа оценки радиационной обстановки стали особо актуальными при работе над экспериментами, требующими максимальные параметры энергии и интенсивности пучка электронов, а также при анализе влияния потерь пучка электронов в выводном канале на фоновое значение мощности эквивалентной дозы от тормозного излучения, и поиске точек и областей ускорительного комплекса, требующих внедрения локальной защиты.

В данной работе используется программа FLUKA [2], с сопутствующим графическим интерфейсом Flair, основанная на статистическом моделировании методом Монте-Карло.

Главным преимуществом представленного метода компьютерного моделирования является его точность при достаточном набранном количестве событий, и отсутствие угрозы для жизни и здоровья человека.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Microtron MT-25. Workshop on application of microtrons in nuclear physics // IAEA International Nuclear Information System: сайт. – 2025. – URL: <https://inis.iaea.org/records/r88h8-mfj97>
2. Ferrari A., Sala P.R., Fasso A. FLUKA: a multi-particle transport code. – Menlo Park : SLAC., 2005. – 405 p.

## НЕЙРОСЕТЕВАЯ ГРАДУИРОВКА РЕНТГЕНОФЛУОРЕСЦЕНТНЫХ ЭНЕРГОДИСПЕРСИОННЫХ СПЕКТРОМЕТРОВ

Е.В. Петрович, А.А. Веригин

ТОО «ТехноАналит»,

Казахстан, г. Усть-Каменогорск, ул. Крылова, 85, 070004

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

В настоящее время для определения элементного состава материалов широко используются энергодисперсионный рентгеноспектральный анализ [1]. Они обеспечивают высокую скорость и приемлемую стоимость анализа по сравнению с другими методами. Однако, для измерений необходима качественная градуировка прибора на каждый определяемый элемент и для каждого исследуемого материала, что в свою очередь требует привлечения опытных квалифицированных специалистов.

Цель настоящей разработки – автоматизация процесса градуировки и исключения из него всех предварительных ручных операций со спектрами, таких как выделение основного и влияющих пиков, удаление фона, конструирование предикторов регрессионного уравнения и т.д. Для автоматизации процесса градуировки в настоящей разработке используется искусственная нейронная сеть (ИНС). Решены проблемы мультиколлинеарности и использования градуировочных наборов спектральных данных ограниченных размеров [2]. В процессе разработки и последующей оценки качества и пригодности метода для практических задач были проведены серии вычислительных экспериментов с 5-кратной кросс-валидацией. В вычислительных экспериментах были использованы синтетические градуировочные наборы данных свободные от погрешностей, связанных с методами аналитической химии, неполнотой информации в спектрах, работой аппаратуры и др. Основным показателем качества полученных градуировок использовался коэффициент детерминации  $R^2$ , значения которого на тестовом наборе данных находились в пределах от 0,998 и до 0,999992. Одной из основных проблем спектрального анализа является наложение спектральных пиков друг на друга. При разработке метода были проведены серии вычислительных экспериментов на пиках различной степени наложения, вплоть до расстояния между центрами пиков 3 спектральных канала при ширине пика 10 каналов. Коэффициент детерминации  $R^2$  при этом составлял от 0,99.

Вычислительные эксперименты показали высокое качество полученных градуировок и возможность количественного спектрального анализа без ручной предварительной обработки спектров. Сравнение результатов градуировки, полученных по разработанному алгоритму с результатами традиционной градуировки показали явные преимущества использования нейронных сетей. Реализация данной разработки в программном обеспечении спектрометров позволит производить качественную градуировку быстро и без привлечения квалифицированных специалистов, что, в свою очередь, повысит общую производительность измерений и снизит их операционные затраты.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Веригин А.А. Энергодисперсионный рентгенофлуоресцентный анализ. Применение в промышленности. – Томск: Издательство ТГУ, 2005. – 242 с.
2. Radtke A., Rakotondrajoa M. Machine learning based quantification of synchrotron radiation-induced x-ray fluorescence measurements – a case study // Machine Learning: Science and Technology. – 2020. – Vol. 2. – № 2. – P. 124–135.

Научное издание

# **ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ В НАУКЕ, ПРОМЫШЛЕННОСТИ И МЕДИЦИНЕ**

Сборник тезисов докладов  
XII Международной научно-практической конференции

**Издано в авторской редакции**

Компьютерная верстка и дизайн обложки  
*А.О. Семенов*

Зарегистрировано в Издательстве ТПУ  
Размещено на корпоративном портале ТПУ  
в полном соответствии с качеством предоставленного оригинал-макета

---



**ИЗДАТЕЛЬСТВО**  
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ