



ТВЭЛ
РОСАТОМ



СХК
РОСАТОМ



ГХК
РОСАТОМ

55 лет **Дни Атомной Науки и Технологий**

С ПЕРВОГО ПУСКА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т
НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ

Сборник тезисов докладов

**XI МЕЖДУНАРОДНОЙ
НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКОЙ КОНФЕРЕНЦИИ**

**«ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ
ПРОБЛЕМЫ В НАУКЕ,
ПРОМЫШЛЕННОСТИ
И МЕДИЦИНЕ»**

7-9 СЕНТЯБРЯ, 2022

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования

**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»
ИНЖЕНЕРНАЯ ШКОЛА ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ**

**XI Международная научно-практическая конференция
«Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине»**

Сборник тезисов докладов
Международной научно-практической конференции

07 – 09 сентября 2022 г.

Томск - 2022

ББК 31.4л0
Ф503

Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине: сборник тезисов докладов XI Международной научно-практической конференции / Томский политехнический университет. – Томск : Томский политехнический университет, 2022. – 139 с.

Ф503

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.

ББК 31.4л0

Редакционная коллегия

А.Г. Горюнов, доктор технических наук;

О.Ю. Долматов, кандидат физико-математических наук;

А.О. Семенов, кандидат технических наук;

Е.С. Сухих, кандидат физико-математических наук.

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

© ФГАОУ ВО НИ ТПУ, 2022

ОГЛАВЛЕНИЕ

Секция 1. Ядерные установки, перспективные ядерные топливные циклы и технологии

UPGRADING OF EMERGENCY ALARM SYSTEM ABOUT A SELF-SUSTAINING CHAIN REACTION IN THE «FRESH» FUEL STORAGE AT THE RESEARCH NUCLEAR REACTOR IRT-T I.V. Davtyan, M.N. Anikin, A.G. Naimyshin	15
INVESTIGATION OF THE RESISTANCE OF AlGaInP LEDs ($\lambda = 630$ nm) TO IRRADIATION WITH FAST NEUTRONS A.K.Apsezhanova, A.V. Gradoboev, M.K. Skakov, F.F. Zhamaldinov, D.Serikbayev.....	15
A PRELIMINARY ANALYSIS OF HIGH-BURNUP THORIUM-BASED FUELS FOR INCINERATION OF WEAPON-GRADE STOCKPILES Y. Goudarzi, Y.B. Chertkov	16
TURBULENCE MODELS FOR NUMERICAL SIMULATION OF TEMPERATURE DISTRIBUTION IN SCWR Parimala Rangan Fidel Castro, A.G. Korotkikh	17
PLASMA UNIT FOR SYNTHESIS OF OXIDE COMPOUNDS FOR NUCLEAR FUEL A.E. Tikhonov, I.Yu. Novoselov	18
RADIATION SAFETY AND METHODS FOR ENSURING IT I.Godwin, N. Ninyio, E.Yeboah	19
SIMULATION OF NEUTRONICS DEPENDENCE OF SILICON CARBIDE COATING LAYER FOR SURFACE MODIFICATION OF ZIRCONIUM ALLOY CLADDING CONCEPTS Xu Yubin, B. K. Afornu, C. J. Odii, A. M. Lider, S. V. Bedenko	20
PHYSICAL PROTECTION SYSTEM EFFECTIVENESS EVALUATION MODELS: CHALLENGES L A Bello, B P Stepanov, N M Badamasi.....	21
ENERGY TRANSFORMATION AND ACCUMULATION IN SOLIDS, IRRADIATED BY CHARGED PARTICLES A.N. Valyaev	22
RELIABILITY AND SAFETY OF COOLING SYSTEMS OF IRT-T REACTOR E.K. Ketter, A.G. Korotkikh.....	23
РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО МОДУЛЯ ДЛЯ РАСЧЕТА КИНЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ИМПУЛЬСНОГО ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА О.М. Жанболатов, Р.А. Иркимбеков, В.А. Витюк, Г.А. Витюк, З.Б. Кожабаев	23
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» - ПИЯФ А.В. Коротынский, С.Л. Смольский, Е.С. Крюков	24
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА МАЛОГО МОДУЛЬНОГО РЕАКТОРА ПРИ ПОМОЩИ MSU-PTR С.В. Белявский, В.Н. Нестеров.....	25
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т М.Н. Аникин, А.А. Яничев, А.Г. Наймушин, О.М. Худолеева, П.Н. Худолеев	26
ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ОСНОВЕ БИНАРНЫХ СИСТЕМ НЕСМЕШИВАЮЩИХСЯ МЕТАЛЛОВ А.Е. Доржиев, С.Е. Луконин, А.С. Ложкомоев, С.Н. Тимченко	27

SCADA-СИСТЕМА КИП РЕАКТОРА ИРТ-Т В.А. Демидов, А.Е. Овсенёв.....	27
АНАЛИЗ ДЕФОРМИРОВАНИЯ СФЕРИЧЕСКОЙ ОПОРНОЙ ЧАСТИ С ПРОСЛОЙКОЙ ИЗ РАДИАЦИОННО-МОДИФИЦИРОВАННОГО ФТОРОПЛАСТА А.П. Панькова, А.А. Каменских	28
ДЕФОРМИРОВАНИЕ ПРОСЛОЙКИ ИЗ РАДИАЦИОННО-МОДИФИЦИРОВАННОГО ФТОРОПЛАСТА С ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМИ УГЛУБЛЕНИЯМИ РАЗНОЙ ГЕОМЕТРИИ А.А. Каменских, Ю.О. Носов	29
ИЗМЕРЕНИЕ МОЩНОСТИ АМБИЕНТНОГО ЭКВИВАЛЕНТА ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПРИРОДНОЙ ЗОНЕ ОТДЫХА И.К. Саковчук	30
МЕТОДЫ МАГНИТНОЙ СЕПАРАЦИИ В ОБОГАЩЕНИИ ИЛЬМЕНитОВЫХ РУД К.Т. Врона, Х.Ш. Ле, В.А. Карелин.....	31
ИНТЕРМЕТАЛЛИД БЕРИЛЛИЯ $Be_{12}Ti$ – КАНДИДАТНЫЙ МАТЕРИАЛ ДЛЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЯДЕРНЫХ И ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ М.К. Кылышканов, М.А. Подойников, С.В. Ударцев, А.Н. Вечкутов.....	32
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ФБУ «НТЦ ЯРБ» ПО АНАЛИЗУ И ОЦЕНКЕ ПЕРСПЕКТИВНЫХ РЕАКТОРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ С.В. Синегрибов, А.В. Курьиндин, А.М. Киркин, А.О. Смирнов	32
АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТРИФТОРИДА БОРА В РОЛИ КОМПЕНСИРУЮЩЕГО МАТЕРИАЛА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ГАЗООХЛАЖДАЕМОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ Д.В. Пасько, В.В. Кнышев, С.В. Беденко	33
ИССЛЕДОВАНИЕ СТОЙКОСТИ СВЕТОДИОДОВ НА ОСНОВЕ ГЕТЕРОСТРУКТУР $AlGaAs$ К ВОЗДЕЙСТВИЮ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ Ф.Ф. Жамалдинов, А.В. Градобоев, К.Н. Орлова	34
РОЛЬ КРИСТАЛЛИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ МО В СТОЙКОСТИ К ОКИСЛЕНИЮ ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА ZR-1Nb С ПОКРЫТИЕМ CR/MO А.В. Абдульменова, Ю. Р. Мингазова, М.С. Сыртанов.....	35
АНАЛИТИЧЕСКАЯ РАБОТА ПО АНАЛИЗУ УЯЗВИМОСТИ НА ОБЪЕКТАХ А.А. Коваленко, Е.А. Суханов, Б.П. Степанов.....	36
ТЕПЛО-ГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЁТ ТВС РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С ДИСПЕРСИОННЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ К.А. Саламатов	36
СТОЙКОСТЬ ЛАЗЕРНЫХ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ИЗ СПЛАВА Э110 К ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМУ ОКИСЛЕНИЮ Д.А. Ашихмин, М.Э. Фишер, Д.В. Сиделёв	37
ЗАЩИТНЫЕ ХРОМОВЫЕ ПОКРЫТИЯ ДЛЯ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ Д.В. Сиделёв, И.А. Шелепов, Н.С. Сабуров	38
ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТОПЛИВНОГО БЛОКА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА: CFD-ИССЛЕДОВАНИЯ А.С. Дёмин, С.В. Беденко	39

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ГТ-МГР С.А. Березовский	40
ФОРМИРОВАНИЕ АКСИАЛЬНОГО ПРОФИЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ВЕРТИКАЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ БОЛЬШОГО ДИАМЕТРА А.А. Фомин, Н.В. Смольников, А.Г. Наймушин	41
ОБЕСКРЕМНИВАНИЕ АКТИВИРОВАННОГО В ВЧИ-ПЛАЗМЕ ЦИРКОНОВОГО КОНЦЕНТРАТА Д.В. Брянкин, А.А. Смороков	41
ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТЕЙ СМЕЩЕНИЯ НА АТОМ ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В СТЕКОЛЬНЫХ МАТРИЦАХ И МАТРИЧНОМ МАТЕРИАЛЕ НА ОСНОВЕ NdAlO₃ А.М. Герасимчук, А.О. Семенов, А.М. Надеева	42
РАЗВИТИЕ ТЕХНОЛОГИЙ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ЯДЕРНОГО КЕРАМИЧЕСКОГО ТОПЛИВА А.Д. Гречаник, М.А. Подойников, Е.В. Кириллов, Т.М. Алдажаров	43
ВЛИЯНИЕ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ НА ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ МОНОКРИСТАЛЛИЧЕСКОГО КРЕМНИЯ Ю. Му, В.В. Сохорева, В.А. Варлачев	44
КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ КАК НЕОТЪЕМЛЕМЫЙ ЭЛЕМЕНТ ДОСТИЖЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ М.А. Фролова, А.Ю. Потапчук	45
ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ДИАМЕТРА ТОПЛИВА НА ДЛИНУ ТОПЛИВНОЙ КАМПАНИИ РЕАКТОРА РИТМ-200 С. Алхассан, С. В. Белявский, В.Н. Нестеров	46
О МЕТОДЕ КОНТРОЛЯ ОБЩЕГО АЛЬФА-ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОВЕРХНОСТИ ТВЭЛА Д.М. Хорохорин, В.А. Хан, И.И. Литвинов	47
УСТАНОВКА ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ ФТОРСОДЕРЖАЩИХ ПОЛИМЕРНЫХ МЕМБРАН МЕТОДОМ ТРЕХКАНАЛЬНОГО ЭЛЕКТРОСПИННИНГА У.В. Чернова, Е.В. Адамов, Е. Н. Бельбасов	48
ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ПОЛУЧЕНИЮ ОКСИДА ГАДОЛИНИЯ ИЗ ОТХОДОВ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАН-ГАДОЛИНИЙСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ А.А. Дорн, М.К. Кылышканов, Г.В. Гусакова, А.А. Гофман, Ю.В. Варывдин	49
ВЛИЯНИЕ СКОРОСТИ ОСАЖДЕНИЯ ХРОМОВЫХ ПОКРЫТИЙ НА ИХ СТРУКТУРУ И СТОЙКОСТЬ К ОКИСЛЕНИЮ К.А. Зиньковский, Д.В. Сиделёв	50
ПРОБЛЕМЫ ПЕРЕХОДА К ЗАМКНУТОМУ ЯДЕРНО-ТОПЛИВНОМУ ЦИКЛУ К.Р. Чеботарев	50
СИНТЕЗ ГИДРОЗОЛЯ Re₂S₇ И ИССЛЕДОВАНИЕ ЕГО СВОЙСТВ Е.А. Исаева, Н.Б. Егоров	52
РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ РАДИАЦИОННОГО РАЗОГРЕВА МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ ИГР Н.Е. Мухамедов, Г.А. Витюк, Р.Е. Келсингазина, С.А. Должиков, И.Н. Богомолова	53
ВЛИЯНИЕ ТОРИЙ-УРАНОВОГО ЯТЦ НА ДЛИТЕЛЬНОСТЬ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА РИТМ-200 С.В. Кирьянов, С. Алхассан, В.Н. Нестеров	53

ОЦЕНКА ПЛОТНОСТИ ПОТОКА ПОВРЕЖДАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ ГТ-МГР С.П. Кудеев, В.Н. Нестеров, С.В. Белявский	54
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ТОПЛИВНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ А.А. Кузнецова, А.Г. Каренгин	55
ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ НАНОСТРУКТУРНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАНОВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С.Ю. Кузнецов, А.А. Каренгин, Д.М. Беляков.....	56
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ УСЛОВИЙ НЕЙТРОННО-ТРАНСМУТАЦИОННОГО ЛЕГИРОВАНИЯ МОНОКРИСТАЛЛИЧЕСКОГО КРЕМНИЯ БОЛЬШОГО ДИАМЕТРА. Н.К. Романова, К.С. Киселёв.....	57
РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ПРОВЕДЕНИЯ РАДИОМЕТРИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т Д.А. Мошкин, Н.В. Смольников, М.Н. Аникин, И.И. Лебедев.....	58
НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКАЯ И ТЕПЛОФИЗИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА РАБОТЫ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 НА ТОРИЕВОМ КОМПОЗИТЕ А.А. Баталов, В.В. Кнышев.....	58
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ УЛЬТРАЗВУКА ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И.А. Пастухова, Н.М. Лебедев, А.Н. Грот.....	59
СИНТЕЗ ТВЁРДЫХ РАСТВОРОВ ГЕКСАБОРИДОВ La-Pr-Tb А.В. Славинская, Е.С. Новосёлов, С.П. Журавков	60
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ТОЛЕРАНТНОГО REMIX-ТОПЛИВА А.А. Суняйкина, А.А. Каренгин	61
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ПЛУТОНИЙ-ТОРИЕВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ТОПЛИВА К.С. Иванов, Д.С. Щербина, А.Г. Каренгин	62
ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАН-ТОРИЕВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА Е.Д. Помесячная, Л.А. Шестакова, А.Г. Каренгин	63
ХАРАКТЕРИСТИКИ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ В ФИЗЗАЛЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ М.Д. Пышкина, А.В. Васильев, А.А. Екидин	64
РАССМОТРЕНИЕ ПУТЕЙ ПОЛУЧЕНИЯ ИЗОТОПОВ ДЛЯ РАДИОЭКОЛОГИИ МЕТОДОМ НЕЙТРОННОЙ АКТИВАЦИИ А.С. Котляревская, М.С. Кузнецов	64
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ТОЛЕРАНТНОГО MOX-ТОПЛИВА В.С. Расторгуев, И.Ю. Новоселов, А.Г. Каренгин.....	65
ЗАЩИТНЫЕ ZRO₂/CR ПОКРЫТИЯ ДЛЯ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ С.Е. Ручкин, Д.В. Сиделёв	66

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ПЛАТФОРМЫ ПО ЭЛЕМЕНТАМ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ Е.А. Суханов, А.Г. Горюнов, Б.П. Степанов	67
БЕРИЛЛИД ТИТАНА Be_{12}Ti КАК АЛЬТЕРНАТИВА БЕРИЛЛИЮ В ЯДЕРНОЙ И ТЕРМОЯДЕРНОЙ ТЕХНИКЕ С.В. Ударцев, А.Н Борсук., Е.В. Франц, А.Н. Вечкутов, Б.Л. Зорин, М.К. Кылышканов, М.А. Подойников	68
МОДЕРНИЗАЦИЯ ЗАЩИТЫ ОТ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ЦИКЛОТРОНЕ Р-7М (У-120) Н.А. Рудников, М.С. Кузнецов	69
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОТРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ИВГ.1М В ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ С. Н. Светачев, Ю.А. Попов, Б.С. Медетбеков, И. В. Прозорова	70
ПОЗИТРОН-АННИГИЛЯЦИОННОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ МАТЕРИАЛОВ-НАКОПИТЕЛЕЙ ВОДОРОДА НА ОСНОВЕ ГИДРИДА МАГНИЯ И УГЛЕРОДНЫХ НАНОТРУБОК В ПРОЦЕССЕ ОТЖИГА Р.Р. Эльман, В. Н. Кудияров, Р.С. Лаптев, Ю.С. Бордулев, А.М. Лидер	70
ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ BeO В ТОПЛИВНОМ КОМПОЗИТЕ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРА КЛТ-40С А.И. Зорькин.....	71
ИССЛЕДОВАНИЕ ОТРАВЛЕНИЯ БЕРИЛЛИЕВЫХ БЛОКОВ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ИВГ.1М С НОУ-ТОПЛИВОМ З.Б. Кожабаев, Р.А. Иркимбеков, О.М. Жанболатов	72
МЕТОД ПОЛУЧЕНИЯ ПОРОШКА ОКСИДОВ ЖЕЛЕЗА ПУТЕМ РАЗЛОЖЕНИЯ ОКСАЛАТА ЖЕЛЕЗА В СВЧ-ПОЛЕ Д.С. Токарев, А.В. Мостовщиков	73
СРАВНЕНИЕ ПОГЛОЩАЮЩЕЙ СПОСОБНОСТИ КАРБИДА БОРА, ПОЛУЧЕННОГО РАЗЛИЧНЫМИ МЕТОДАМИ И.Л. Кологривов, А.О. Семенов, Т.С. Гудыма, Ю.Л. Крутский	74
ПРОБЛЕМАТИКА НЕРАСПРОСРАНЕНИЯ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ ПРИ ПРИМНЕНИИ РЕАКТОРОВ МАЛОЙ МОЩНОСТИ А.М. Фаюстов, Е. Суханов, Б.П. Степанов.....	75
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ГРАФИТОВОГО РАССЕИВАТЕЛЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ РЕАКТОРА ИРТ-Т А.И. Чуприков, Н.В. Смольников, А.Г. Наймушин	76
НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ ИВВ-2М. МЕТОДЫ И ПРАКТИЧЕСКАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ А.А. Зырянова, Ю.В. Метелева, В.С. Новгородский	76
ОЦЕНКА ЗАЩИЩЕННОСТИ ОБЪЕКТА С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ДЕЙСТВИЙ ОПЕРАТОРА А.Ю. Сапцына, Е. Суханов, Б.П. Степанов	77
АВТОМАТИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ПОЛУЧЕНИЯ ^{177}Lu НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИРТ-Т И.А. Ушаков, В.В. Зукау, Е.С. Доняева	78
ПЛАЗМОХИМИЧЕСКАЯ УТИЛИЗАЦИЯ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И.В. Туксов, А.Г. Каренгин	79

ТЕМПЕРАТУРНЫЕ ЭФФЕКТЫ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300 В.А. Туркасов, М.С. Кузнецов	80
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОЙ УТИЛИЗАЦИИ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И.В. Туксов, А.Г. Каренгин	81
РАЗРАБОТКА РАСЧЕТНОГО СЦЕНАРИЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ НАКОПЛЕНИЯ И РАСПРОСТРАНЕНИЯ ТРИТИЯ В СИСТЕМАХ ЭНЕРГОБЛОКА БР-1200 А.Ю. Максимов, П.П. Сурин, А.О. Ефимов, О.А. Кочетков	82
ПОДГОТОВКА К ЭКСПЕРИМЕНТУ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ЗАКРУЧЕННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА МИКРОТРОНЕ ТПУ Н.С. Бердников, Д.А. Шкитов, М.В. Шевелев	82
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОРИЯ В РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВКАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ А.В. Григорьева, Ю.Б. Чертков	83
РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ КАМПАНИИ РЕАКТОРА ИВГ.1М С НОУ-ТОПЛИВОМ А.С. Сураев, Р.А. Иркимбеков, З.Б. Кожабаяев, О.М. Жанболатов, В.С. Гныря	84
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАН-ТОРИЕВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ТОПЛИВА А.Е. Тихонов, И.Ю. Новоселов, А.Г. Каренгин	85
ПРОЦЕССЫ, ПРОТЕКАЮЩИЕ ПРИ ЛАЗЕРНОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПОВЕРХНОСТИ ТРУБКИ И СВАРНОГО ШВА ТВЭЛА ОТ ЧАСТИЦ УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА Д.М. Хорохорин, В.А. Хан, О.Г. Баранов	86
АНАЛИЗ СВОЙСТВ ТАБЛЕТОК ИЗ МОДЕЛЬНОГО ДИСПЕРСИОННОГО ТОПЛИВА Р.Г. Бабаев, Д.Г. Видяев	87
Секция 2. Ядерная медицина и медицинская физика	
DETERMINATION OF DOSE LOADS DURING NCBT WITH ANIMALS М.К. Kublinsky, М.Н. Anikin, А.Г. Naymushin	89
THERAPY OF HER2-EXPRESSING HUMAN XENOGRAPHS IN MICE USING 177LU-LABELLED SCAFFOLD PROTEIN ABY-027: COMPATRISON WITH THERAPY USING ANTOBODY TRASTUZUMAB Y. Liu, A. Orlova, V. Tolmachev	89
ПОЛИМЕРНЫЕ МЕМБРАНЫ С DLC ПОКРЫТИЯМИ ДЛЯ ПРИЛОЖЕНИЙ СЕРДЕЧНО-СОСУДИСТОЙ ХИРУРГИИ Е.А. Просецкая, А.А. Рунц, Е.Н. Больбасов	90
ПОЛИМЕРНЫЕ МЕМБРАНЫ С TISIN ПОКРЫТИЯМИ ДЛЯ ПРИЛОЖЕНИЙ СЕРДЕЧНО- СОСУДИСТОЙ ХИРУРГИИ А.А. Лаушкина, Д.В. Сиделёв, Е.Н. Больбасов	91
ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ ПЛАСТИКОВЫХ МАТЕРИАЛОВ, ИЗГОТОВЛЕННЫХ МЕТОДАМИ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ, ДЛЯ СОЗДАНИЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ФАНТОМОВ А.С. Ермакова, А.А. Григорьева, А.А. Булавская	92
ПРОВЕДЕНИЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ФАНТОМА ВЕРХНЕЙ КОНЕЧНОСТИ, СОЗДАННОГО С ПОМОЩЬЮ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ Ю.А. Зубкова, И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров	93

ИЗГОТОВЛЕНИЯ МАСТЕР – ШТАМПОВ ДЛЯ МИКРОКОНТАКТНОЙ ПЕЧАТИ ТРЕХМЕРНЫХ (3D) СТРУКТУР ИЗ ПОЛИЭЛЕКТРОЛИТОВ ДЛЯ МЕДИЦИНСКИХ ЦЕЛЕЙ А.А. Фёдорова, С. Рутковский, С.И. Твердохлебов, Е.Л.Бойцова	94
ОЦЕНКА ВЫЖИВАЕМОСТИ КЛЕТОК ПРИ КОМБИНИРОВАННОМ ВОЗДЕЙСТВИИ ИЗЛУЧЕНИЯ И НАНОЧАСТИЦ ЗОЛОТА И.А. Конобеев, И.Н. Шейно	94
ИССЛЕДОВАНИЯ ПЛАСТИКОВ ДЛЯ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ С ЦЕЛЬЮ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА ГОЛОВЫ ЧЕЛОВЕКА ДЛЯ АДРОННОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ О.С. Чернова, А.А. Булавская, И.А. Милойчикова	95
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ГЛУБИННОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ ТЕРАПЕВТИЧЕСКОГО ЭЛЕКТРОННОГО ПУЧКА ПЛАСТИКОВЫМ БОЛЮСОМ Е.А. Бушмина, Ю.М. Черепенников, А.А. Григорьева	96
СРАВНЕНИЕ ВЛИЯНИЯ СТРАТЕГИЙ МЕЧЕНИЯ ТЕХНЕЦИЕМ-99М АДРЕСНЫХ МОЛЕКУЛ DARPIN G3 НА БИОРАСПРЕДЕЛЕНИЕ И ВИЗУАЛИЗАЦИЮ ЭКСПРЕССИИ HER2 М.С. Ларькина, Е.А. Безверхняя, М.С. Третьякова, Е.В. Плотников	97
РАЗРАБОТКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ ДЛЯ МНОГОУГЛОВОГО СКАНИРОВАНИЯ МЕДИЦИНСКИХ ПУЧКОВ А.Е. Шарыпова, А.А. Булавская, А.А. Григорьева	98
РАЗРАБОТКА СПОСОБА МЕЧЕНИЯ ЛИГАНДА НА ОСНОВЕ ИНГИБИТОРА ПРОСТАТСПЕЦИФИЧЕСКОГО МЕМБРАННОГО АНТИГЕНА К. Сейтова, М.В. Белоусов.....	99
IN VIVO И ТЕРАПЕВТИЧЕСКОЕ СРАВНЕНИЕ КОНЬЮГАТОВ АФФИБОДИ, НАГРУЖЕННЫХ АУРИСТАТИНОМ И ПРЕПАРАТАМИ, ПРОИЗВОДНЫМИ МАЙТАНЗИНА В.В. Боденко, Wen Yin, Tianqi Xu, Haozhong Ding, Jie Zhang, М.С. Третьякова, М.В. Белоусов, Yongsheng Liu, Maryam Orojjeni, А.М. Орлова, В.М. Толмачев, Torbjörn Gräslund, А.Г. Воробьева.....	99
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ УСКОРИТЕЛЯ P7-M ДЛЯ ЦЕЛЕЙ БНЗТ А.Е. Овсенёв, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин	100
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЗОВОЙ НАГРУЗКИ ПРИ «IN-VITRO» ИССЛЕДОВАНИЯХ НЗТ НА ВЫВЕДЕННОМ ПУЧКЕ РЕАКТОРА ИРТ-Т М.В. Гладких, Н.В. Смольников, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин	101
МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ КИНЕТИКИ БОРСОДЕРЖАЩИХ ПРЕПАРАТОВ ДЛЯ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ Д.А. Гиневский, П.В. Ижевский, И.Н. Шейно	102
ОЦЕНКА ТЕРАПЕВТИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ТАРГЕТНОГО КОНЬЮГАТА НА ОСНОВЕ ГИБРИДНОЙ КОНСТРУКЦИИ ЭКЗОТОКСИНА А PSEUDOMONAS И DARPIN G3 В ОТНОШЕНИИ HER2-ПОЗИТИВНЫХ ЗЛОКАЧЕСТВЕННЫХ ОПУХОЛЕЙ Е.А. Безверхняя, М.С. Ларькина, М.С. Третьякова, Е.В. Плотников, Е.В. Подрезова, А.А. Шульга, Р.В. Зельчан, М.С. Юсубов, М.В. Белоусов, В.М. Толмачев, А.М. Орлова, С.М. Деев	103
МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ КИНЕТИКИ ПРЕПАРАТОВ ПЛАТИНЫ ПРИ ХИМИОЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ Д.А. Гиневский, П.В. Ижевский, И.Н. Шейно	104

ИСПЫТАНИЯ ГЕТЕРОГЕННОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА ГРЫЗУНА, ИЗГОТОВЛЕННОГО МЕТОДАМИ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ В.А. Куйвалайнен, И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров.....	105
ИЗГОТОВЛЕНИЯ МАСТЕР-ШТАМПОВ ДЛЯ МИКРОКОНТАКТНОЙ ПЕЧАТИ ДВУХМЕРНЫХ (2D) СТРУКТУР ИЗ ПОЛИЭЛЕКТРОЛИТОВ ДЛЯ МЕДИЦИНСКИХ ЦЕЛЕЙ А.С. Молчанова, С. Рутковский, С.И. Твердохлебов, Е.Л. Бойцова.....	106
ИЗУЧЕНИЕ IN VITRO ТАРГЕТНОГО АГЕНТА НА ОСНОВЕ АФФИБОДИ ДЛЯ ВИЗУАЛИЗАЦИИ МОЛЕКУЛЫ ИММУННОЙ КОНТРОЛЬНОЙ ТОЧКИ Е.В. Плотников, М. Оружени, Е.А. Безверхняя, Т. Сю, Ю. Лю, И. Карлберг, А. Орлова, В. Толмачев, Ф.Ю. Фрейд.....	107
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ МЕДИЦИНСКОГО ГАММА ПУЧКА С ПОМОЩЬЮ БОЛЮСА, ИЗГОТОВЛЕННОГО МЕТОДОМ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ А.А. Сорокина, А.А. Григорьева, С.Г. Стучебров	108
ВЛИЯНИЕ ДИНАМИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ МНОГОЛЕПЕСТКОВЫХ КОЛЛИМАТОРОВ МЕДИЦИНСКИХ ЛИНЕЙНЫХ УСКОРИТЕЛЕЙ НА РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ <u>А.В. Вертинский</u>	109
Секция 3. Цифровизация процессов и производств	
HUMAN RELIABILITY ANALYSIS ON DIGITALIZED CONTROL ROOMS OF NPP M.U Adam, A.G Goryunov, N.M Badamasi	112
EFFECT OF ALPHA PARTICLES ON SPECIFIC IONIZATION AND DETECTION EFFICIENCY IN VACUUM WITH VARYING MESH-HOLE DIAMETERS OF A CIRCULAR MESH COLLIMATOR IN GEANT4 SIMULATION Amoah Peter Atta, M.S. Kuznetsov	112
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ КОРИУМА НА УСТАНОВКЕ «ЛАВА-Б» М.К. Бекмулдин, М.К. Скаков, А.В. Градобоев	113
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В КОРИУМЕ НА УСТАНОВКЕ «ЛАВА -Б» К.О. Толеубеков, М.К. Скаков	114
ПОВЫШЕНИЕ ТОЧНОСТИ СБОРА ДАННЫХ ЭЛЕКТРОМАГНИТНОЙ ДИАГНОСТИКИ ТОКАМАКА КТМ С.В. Федин, А.М. Ли, А.А. Дериглазов, В.М. Павлов	115
ОСОБЕННОСТИ РАЗРАБОТКИ ПАРАМЕТРИЗИРОВАННОГО ТРЕХМЕРНОГО АНАЛОГА КОНСТРУКЦИИ ДЛЯ ЧИСЛЕННОГО АНАЛИЗА ПРОЦЕССА ИЗГОТОВЛЕНИЯ Л.Р. Сахабутдинова	116
УРАВНЕНИЕ КОНСЕРВАТИВНОГО ДВИЖЕНИЯ ПОРОГОВ НА ВИНТОВЫХ ДИСЛОКАЦИОННЫХ СЕГМЕНТАХ В ГЦК-МЕТАЛЛАХ Д.Н. Черепанов, О.В. Селиваникова	117
МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ЭКСТРАКЦИИ С ПРИМЕНЕНИЕМ НЕЙРОСЕТЕВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ А.М. Емельянов, И.С. Надеждин, С.Н. Ливенцов	118
РАЗРАБОТКА МОДЕЛЕЙ ОБОРУДОВАНИЯ МФР В КОД ТП А.М. Бельков, А.А. Полосин, С.Н. Ливенцов	119

СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ УРОВНЯ ГРАНИЦЫ РАЗДЕЛА ОРГАНИЧЕСКОЙ И ВОДНОЙ ФАЗЫ В ЭКСТРАКЦИОННОЙ КОЛОННЕ	
Г.В. Сумин, С.Н. Ливенцов, А.Г. Горюнов	120
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ТЕПЛООБМЕНА И ИСПАРЕНИЯ СФЕРОИДНОЙ КАПЛИ	
Р.Ю. Кужин, Д.В. Антонов	121
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ИНДУКЦИОННОГО НАГРЕВА СТЕКЛА ДЛЯ СОЗДАНИЯ ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА	
С.И. Сизов, С.Н. Ливенцов, Е.В. Ефремов	122
ПРОБЛЕМЫ ОБРАБОТКИ СИГНАЛОВ В ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ КАНАЛАХ РАСХОДА ЖИДКИХ СРЕД ПО ПЕРЕПАДУ ДАВЛЕНИЯ	
А.М. Емельянов, И.С. Надеждин, А.Г. Горюнов	123
КОМПЛЕКСНЫЙ РАССЧЕТ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ КЛТ-40С	
Ю.Ю. Алексинцева, А.А. Пермикин	124
ВЛИЯНИЯ ДОЛГОВРЕМЕННОГО ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО РАЗОГРЕВА НЕФТЯНОГО ПЛАСТА НА ДЕБИТ СКВАЖИНЫ	
И.Э. Джариев, В.А. Логинов, С.М. Сысоев	125
СИНТЕЗ ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЛОКА СИНХРОНИЗАЦИИ С ПИТАЮЩЕЙ СЕТЬЮ	
А.А. Колесников, В.М. Павлов.....	126
РАЗРАБОТКА ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ЛИНИИ СБОРКИ ТВЭЛОВ МФР	
О.О. Кушков, С.Н. Ливенцов	127
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА РАЗЛОЖЕНИЯ ГАЗОГИДРАТА В ПЛАСТЕ СВЕРХВЫСОКОЧАСТОТНЫМ ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫМ НАГРЕВОМ	
Е.А. Петров, И.Э. Джариев, С.М. Сысоев	127
ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО И КОНЦЕПЦИЯ ОТРАСЛЕВОЙ СИСТЕМЫ "КОРПОРАТИВНАЯ ПОДГОТОВКА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ"	
В.Л. Тихоновский, С.С. Гуралев.....	128
РАЗРАБОТКА ТРЁХМЕРНОЙ МОДЕЛИ МИКРОТРОНА ТПУ	
Д.А. Поломошнова, Д.А. Шкитов	130
СПОСОБЫ ВИЗУАЛИЗАЦИИ ПРОЦЕССОВ ПРИ ФУНКЦИОНИРОВАНИИ В СИСТЕМАХ БЕЗОПАСНОСТИ	
В.А. Смирнова, Е. А. Суханов, Б.П. Степанов	131
МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ЭКСТРАКЦИИ С ПРИМЕНЕНИЕМ НЕЙРОСЕТЕВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ	
А.М. Емельянов, И.С. Надеждин, С.Н. Ливенцов	132
ДЕФЕКТОСКОПИЯ ИЗДЕЛИЙ МЕТОДОМ ЦИФРОВОЙ РАДИОГРАФИИ И КОМПЬЮТЕРНОЙ ТОМОГРАФИИ	
Д.В. Халтурин, К.В. Обмуч, М.Р. Хусаинов, М.В. Ерофеева.....	133
ПРОБЛЕМЫ И ВАРИАНТЫ КОРПОРАТИВНОЙ ЦИФРОВОЙ ТРАНСФОРМАЦИИ	
И.А. Юхновский.....	134
КОНЦЕПЦИЯ ЦИФРОВИЗАЦИИ СФЕРЫ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ОБРАЩЕНИЯ С РАО	
В.Л. Тихоновский, С.С. Гуралев.....	135

РАЗРАБОТКА МОДЕЛЕЙ ОБОРУДОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ МОДУЛЯ ФАБРИКАЦИИ И РЕФАБРИКАЦИИ (МФР) ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В КОДЕ ОПТИМИЗАЦИИ И ДИАГНОСТИКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ (КОД ТП)	
А.М. Бельков, С.Н. Ливенцов, А.А. Полосин	135
АНАЛИЗ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА ГРУНТА ПОД ОСНОВАНИЕМ ВОДОЕМА НА ОСНОВЕ ИЗМЕНЕНИЕ ГРАНИЧНОГО УСЛОВИЯ	
М. Дж. Джманбаев, У. Дж. Душенова	136
РАЗРАБОТКА ИНСТРУМЕНТА ВИЗУАЛИЗАЦИИ ЭЛЕМЕНТОВ ИО ТЛ МФР	
Е.К. Степанченко, С.Н. Ливенцов, А.О. Плетнёв	137

Секция 1.

Ядерные установки, перспективные ядерные
топливные циклы и технологии

UPGRADING OF EMERGENCY ALARM SYSTEM ABOUT A SELF-SUSTAINING CHAIN REACTION IN THE «FRESH» FUEL STORAGE AT THE RESEARCH NUCLEAR REACTOR IRT-T

I.V. Davtyan, M.N. Anikin, A.G. Naimyshin

Tomsk polytechnic university,
30 Lenina Ave., 634034 Tomsk, Russia
ivd13@tpu.ru, amn@tpu.ru, agn@tpu.ru

The results of works on upgrading of the self-sustained chain reaction alarm system (hereinafter referred to as SSAS) in the "fresh" nuclear fuel storage (hereinafter referred to as "Storage") at the IRT-T nuclear research reactor (hereinafter referred to as NRR IRT-T) are presented.

The storage facility is part of the IRT-T nuclear research reactor nuclear fuel storage and transportation system, is located in the reactor building and is designed to store fuel assemblies after they are received from the manufacturing plant before they are loaded into the reactor core.

In accordance with clause 4.1.9 of NP-061-05 [1] the storage facility shall be equipped with EAS SSCR. The system is designed to quickly detect and notify the personnel about the occurrence of SCR in the NFZ. In case of accidental criticality in the IRT-T nuclear fuel storage the system generates light and sound emergency signals of the necessity of immediate evacuation of the personnel from the NFC to the assembly point.

According to NP-016-05 [2] the EAS SSCR is a system of normal operation important for safety. Every year more and more stringent requirements are put forward to it, which are regulated by STO 95 12004-2017 [1]. At the present time works on its modernization are performed at the IRT-T.

Specialists of "Instrument Plant "Signal" developed the design documentation, passed expert review and received a positive expert opinion on nuclear safety of IPPE JSC. The design provides for one control point located in the storage room.

In accordance with the requirements of clause 4.2 Industry Standard 95 12004-2017 [3], during the system design the boundaries of NHZ and the zone of greatest danger in case of SSCR, as well as its triggering thresholds were determined.

The basic element and self-sufficient control point of the EAS SSCR was chosen as a measuring-signalizer emergency DRG-1MK-02 (hereinafter - the meter). The meter has the OIAE Certificate of Conformity valid for the entire operation period of the meter. Additionally, the function of continuous remote monitoring of gamma radiation dose rate at the location of SCR detector units is provided for external NWD diagnosis of radiation situation, including after SSCR.

The developed set of technical means of EAS SSCR based on the measuring-signalizer of emergency DRG-1MK-02 corresponds to the existing normative-legal base regulating the issues of EAS SSCR design and operation and meets the latest standards in this area.

REFERENCES

1. NP 061-05 Federal Standards and Rules in the Field of Use Atomic Energy. Safety Rules for Storage and Transportation of Nuclear Fuel at Nuclear Facilities. Entered into force on May 01, 2006.
2. NP 016-05 Federal Standards and Rules in the Field of Use Atomic Energy. General Safety Provisions for the Nuclear Fuel Cycle Facilities (OPB OYaTTs). Entered into force on May 01, 2006.
3. Industry Standard 95 12004-2017 General rules for design and operation of alarm systems for self-sustaining nuclear fission chain reaction and organization of measures to limit its consequences. Entered into force on April 24, 2017.

INVESTIGATION OF THE RESISTANCE OF AlGaInP LEDs ($\lambda = 630$ nm) TO IRRADIATION WITH FAST NEUTRONS

A.K. Apsezhanova¹, A.V. Gradoboev², M.K. Skakov³, F.F. Zhamaldinov², D. Serikbayev¹

East Kazakhstan technical university,

¹Kazakhstan, Ust Kamenogorsk, Serikbaeva 19, 070010

²National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, 30 Lenin ave., 634050

³National Nuclear Center of Republic of Kazakhstan,

Kazakhstan, Kurchatov, Krasnoarmeyskaya St.2/054B, 071100

E-mail: bota_ak92@mail.ru

The results of a study of the durability of industrial light-emitting diodes (LEDs) fabricated on the basis of the AlGaInP heterostructure ($\lambda = 630$ nm) for the detection of fast neutrons at the IRT-T reactor are obtained.

In the process of research, for each LED, the direct branch of the current-voltage characteristic (CVC) and the watt-ampere (WAC) characteristic in the photometric sphere were measured by using a special measuring complex before and after irradiation. The measuring complex made it possible to measure the direct voltage of the LED in the range from 0 to 5 V for the range of direct currents (0 - 500) mA in increments of at least 1 mA. In this case, the error in setting the direct current from the set level is $\pm 3\%$, and the error in measuring the radiation power of the LED is $\pm 5\%$. The obtained measurement results were processed by methods of mathematical statistics.

LED irradiation in the passive power supply mode (without passing the operating current, while the LED contacts are open) was carried out on a setup for studying the effect of fast neutrons on various materials and products, which was mounted on a horizontal experimental channel (GEK-6) of the IRT-T reactor [1]. This setup is based on the use of a thermal neutron filter made of boron and cadmium carbide [2].

Regularities have been established that describe the change in the CVC and WAC of LEDs based on AlGaInP heterostructures ($\lambda = 630$ nm) upon irradiation with fast neutrons. The obtained experimental results are compared with known literature data.

REFERENCE

1. Gradoboev A.V., Bondarenko E.A., Varlachev V.A., Emets E.G., Sednev V.V. Method for studying the resistance of LEDs to irradiation with fast neutrons at the IRT-T / PTE reactor
2. Bondarenko E.A., Varlachev V.A., Gradoboev A.V., Sednev V.V. Optimization of the parameters of the neutron fields of the IRT-T reactor to create a complex for studying the effect of fast neutrons on electronic products / Promising materials for structural and functional purposes - Tomsk: Tomsk Polytechnic University Publishing House, 2020. - P.18-20.

A PRELIMINARY ANALYSIS OF HIGH-BURNUP THORIUM-BASED FUELS FOR INCINERATION OF WEAPON-GRADE STOCKPILES

Y. Goudarzi, Y.B. Chertkov

Tomsk Polytechnic University

Russia, Tomsk, Lenin St., 30, 634050

E-mail: yasin1@tpu.ru

The potential advantages of thorium-based fuel cycles, such as improved fissile fuel utilization, increased resistance to proliferation of nuclear explosives, and a reduction in long-lived minor actinide production, have been influential motivations for using thorium-based fuels in power generation since the advent of nuclear reactors [1]. However, low uranium prices, long experience with uranium-based fuels, and complex procedures of licensing new fuel types have always impeded extensive use of thorium in the nuclear industry [2]. However, spotting the uranium market reveals that political tension could adversely affect the availability of uranium at reasonable prices in the future, and diversification of the fuel cycle is considered a wise decision [3]. Moreover, thorium can help transform large stockpiles of weapon-grade uranium and plutonium into nuclear fuels, alleviate public concerns over nuclear apocalypse, and pave the way for increasing the share of nuclear energy in the market. In this work, the lattice code WIMS-ANL and 172-group nuclear data library ENDFB-VI was used to compare neutronic performance of selected thorium-based oxide fuels under operational conditions of VVER reactors. The

investigated cases are categorized into uranium oxide, uranium-thorium oxide, thorium-plutonium (weapon and reactor-grade) oxide, and thorium-uranium-plutonium oxide mixtures. The inventory of fissile components ranges from 2.5 to 50%. The metrics for the judgment include the burnup level, fissile fuel utilization, conversion ratio, concentration of long-lived transuranium elements, radiotoxicity at the end of life, and reactivity coefficients. Furthermore, in order to reduce initial excess reactivity in cases with high concentrations of fissile isotopes, the application of a layer of burnable poison ZrB_2 coating on fuel cladding and its optimum thickness were also investigated. Calculations show that the application of thorium generally improves the neutronic performance of the fuel compared to pure uranium oxide fuels with the same level of fissile inventory. Moreover, while the burnup level and duration of fuel campaign peaks in uranium-thorium mixtures and uranium-weapon-grade plutonium mixture, the former have a better fissile fuel utilization and negative feedback of reactivity, and the latter benefits from the lower growth rate of transuranium elements relative to the beginning of life (BOL).

REFERENCE

1. Humphrey Uguru Edwin and Khandaker Mayeen Uddin, Viability of thorium-based nuclear fuel cycle for the next generation nuclear reactor: Issues and prospects, *Renewable and Sustainable Energy Reviews*. – 2018. – T.97. –C. 259-275, DOI: 10.1016/j.rser.2018.08.019
2. Andrew T. Nelson, Thorium: Not a near-term commercial nuclear fuel, *Bulletin of the Atomic Scientists*, – 2012. – T.9768. –C 33-44, DOI: 10.1177/0096340212459125.
3. C. Erickson, S&P Global Market Intelligence, Available at: <https://www.spglobal.com/marketintelligence/en/news-insights/latest-news-headlines/uranium-buyers-ukraine-conflict-drive-spot-price-to-10-year-high-69251651>. [Date of access: 08.04.2022].

TURBULENCE MODELS FOR NUMERICAL SIMULATION OF TEMPERATURE DISTRIBUTION IN SCWR

Parimala Rangan Fidel Castro, A.G. Korotkikh

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin ave., 30, 634050

E-mail: fidelcastroprp@gmail.com

In the present study, Computational fluid dynamics (CFD) simulation was conducted for 2×2 rod bare bundle using water at supercritical pressures. Main objective of the simulation is to compare calculation results with varying temperatures. CFD simulation was performed to replicate the results from the experiment of heat transfer to supercritical water in 2×2 rod bundle conducted at Shanghai Jiao Tong University [1]. This report presents the results to assess capability of the commercial CFD software Ansys fluent in simulating the convective heat transfer of water at supercritical pressures in nuclear fuel rod. The type of flow for simulation is taken as steady state flow. The mass flux is $800 \text{ kg/m}^2\text{s}$ and the heat flux is 600 kW/m^2 . The experiment was performed for the pressure of 25 MPa The temperature varies from 300°C , 340°C and 380°C . This simulation is conducted for steady state i.e. all the physical properties of water such as density and viscosity are considered as constant .K-epsilon turbulence model is used for our CFD simulation. K-epsilon model gives better results when there is mixing in the fluid flow. Solutions methods and scheme used for our investigation are provided in the table below.

Table 1. Solution methods

Solution method	Scheme	Solution method	Scheme
Pressure	simple	Energy continuity equations	2 nd order Upwind
Pressure-velocity comp.	simple	Gradient	Least square cell based
Momentum equations	2 nd order Upwind	Turbulent & kinetic energy equa.	2 nd order Upwind

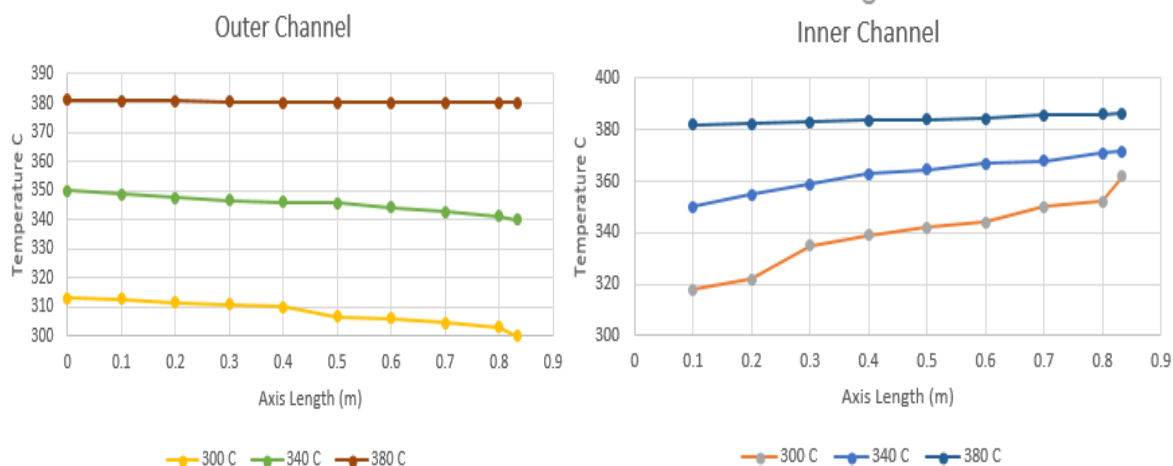


Fig. 1. Dependence of the coolant temperature at 300°C, 340°C, 380°C on the channel length

The results obtained from CFD simulation comes in close agreement with the experimental data as shown in Fig 1. Temperature is plotted along the radial length for inner and outer channels. The graph obtained is compared with the experimental results. All three turbulence models give results in acceptable range closer to the experimental data (5-10) %. The results were obtained for three inlet temperature of 300 °C, 340°C and 380 °C for 25 MPa pressure.

REFERENCE

1. H.Y. Gua, Z.X. HuD. Liua; X. Cheng, Experimental studies on heat transfer to supercritical water in 2×2 rod bundle with two channels //Nuclear Engineering and Design Volume 291, September 2015, Pages 212-223

PLASMA UNIT FOR SYNTHESIS OF OXIDE COMPOUNDS FOR NUCLEAR FUEL

A.E. Tikhonov, I.Yu. Novoselov

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Ave., 30, 634050

E-mail: aet13@tpu.ru

There are many methods for obtaining powder materials, which can be divided into 4 large groups: chemical reactions in solution and gas phase; condensation in the gas phase; chemical reactions in solids; nucleation from solutions or melts (sol-gel). Each of them has its own technological features, and accordingly advantages or disadvantages.

When it comes to obtaining compounds for the fabrication of nuclear fuel, such factors as product purity, homogeneous phase distribution, and powder monodispersity come to the fore. All these advantages are provided with the use of plasmachemical technology [1]. It has been shown that oxide compounds obtained by this method belong to the nanosized class, which contributes to the homogenization of products, an increase in their density, which leads to a decrease in the compacting pressure and temperature of sintering of fuel pellets [2].

Figure 1 shows a photograph (a) and a scheme (b) of a plasma module based on a high-frequency torch (HFT) plasmatron.

Air flow 1 is supplied to the reactor through an impeller with a variable swirl angle. Air plasma stream 2 is initiated along the axis of the reactor. Disperser 3 converts initial solutions into drops. Exhaust gases and products 4 are removed from the reactor.

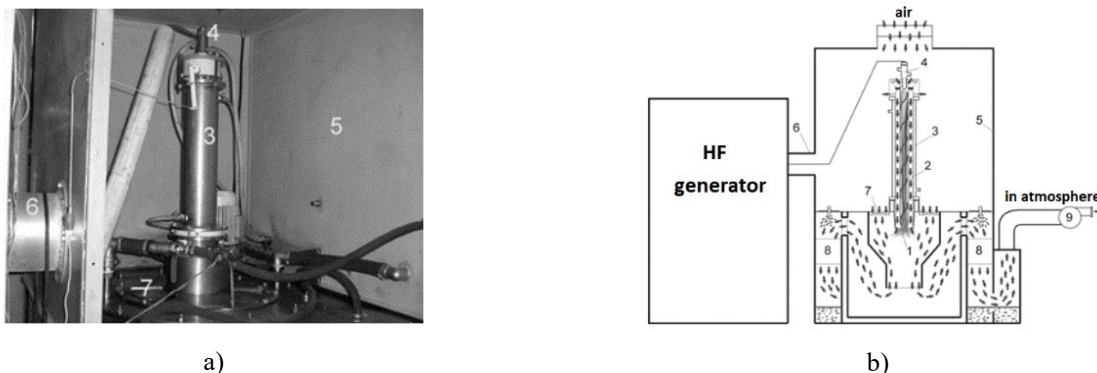


Fig. 1. Plasma module based on the HFT-plasmatron: 1 – HFT-discharge, 2 – discharge chamber of quartz glass, 3 – plasmatron case, 4 – electrode, 5 – module protective case, 6 – HF-generator feeder, 7 – reactor with an impeller, 8 – unit for wet cleaning of exhaust gases, 9 – exhaust fan

Figure 2 shows a scheme of the plasma module reactor based on the HFT-plasmatron.

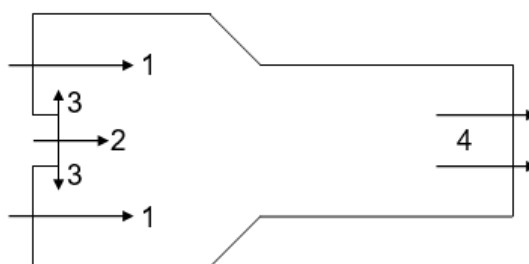


Fig. 2. Scheme of the plasma module reactor based on the HFT-plasmatron: 1 – air flow, 2 – air plasma stream, 3 – solution disperser, 4 – exhaust gases

In the process of calculations and experiments, it was determined that the optimal parameters for plasmachemical synthesis (at a generator power of 60 kW and a frequency of 13.56 MHz) are the following: temperature 1200 ± 100 °C, plasma-supporting gas – air, mass ratio of phases 65% wt. air - 40% wt. initial solution.

REFERENCES

1. Boyko V.I., Vergun A.P., Dolmatov O.Yu., Dyadik V.F., Petlin I.V. // Atomic Energy. – 2021. – Vol. 131. – Iss. 1. – P. 3–7 [in Russ.].
2. Novoselov I.Yu, Tikhonov A.E. Plasmachemical synthesis of oxide compositions for nuclear fuel of uranium-thorium cycle // Polzunov's Bulletin. – 2020. – Vol. 1. – P. 100–104 [in Russ.].

RADIATION SAFETY AND METHODS FOR ENSURING IT

I.Godwin, N. Ninyio, E.Yeboah

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin ave., 30, 634050

E-mail: godwin@tpu.ru

Radiation is the release or transmission of energy in the form of waves or as moving subatomic particles. These particles are high-energy particles that cause ionization. Ionizing radiation is when an atom loses or gains an electron, while non-ionizing radiation is the bounce off or the passing of rays through matter without displacing the atoms. The major types of ionizing radiation are alpha rays, beta rays, gamma rays, and x rays. Non-ionizing radiation sources include ultraviolet rays, visible light, infrared rays, and microwaves. Radiation sources are normally natural or artificial. Natural radiation sources are cosmic, terrestrial, and internal radiation. Sources from medical, industry, and consumer activities are elements of artificial radiation [1]. Radiation safety refers to safety issues related to radiation hazards arising from the handling of

radioactive materials or chemicals and exposure, which include x-ray machines, electron microscopes, particle accelerators, atomic energy plants, nuclear explosions or accidents. The risks of excess radiation exposure are not insignificant, potentially leading to a variety of health issues, from cataracts, damage of the DNA cells in the human body, acute radiation syndrome (ARS), radiation injuries, hair loss, birth defects, and the development of cancers [2]. For the reasons stated above, it is critical to strictly adhere to radiation protection and safety principles and measures such as ALARA (as low as reasonably achievable). This principle means that even if it is a small dose, if receiving that dose has no direct benefit, one should try to avoid it. To do this, you can use three basic protective measures in radiation safety: time, distance, and shielding [3,4]. However, there are other measures, namely; dispersal, source reduction, source barrier, personal barrier, decorporation, effect mitigation, optimal technology, and limitation of other exposures. The usage of personal protective equipment for a first responder or radiation worker could go a long way to minimize exposure; equipment such as respirators for inhalation; protective clothing from radioactive material off of skin and hair; alarming dosimeters for time; and tracking accumulated doses in an area with elevated radiation levels. If radioactive material gets on to skin, clothing, or hair, it is important to get it off as quickly as possible [5].

REFERENCES

1. Bethesda. (2009). Ionizing radiation exposure of the population of the United States: recommendations of the National Council on Radiation Protection and Measurements. NCRP Report, 387
2. Kaur, G., & Singh, J. (2019). Effects of Radiation on the Environment. 1–34. https://doi.org/10.1007/978-3-030-05770-1_1
3. The History of the Discovery of Radiation and Radioactivity. (n.d.). Retrieved April 25, 2022, from www.chem.uiuc.edu/demos/cathode.html
4. Radiation Health Effects | US EPA. (n.d.). Retrieved April 26, 2022, from <https://www.epa.gov/radiation/radiation-health-effects>
5. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR). (2010). 2008 Report to the General Assembly: Annex B Exposures of the Public and Workers from Various Sources of Radiation. United Nations, I, 66. http://www.unscear.org/docs/reports/2008/09-86753_Report_2008_Annex_B.p

SIMULATION OF NEUTRONICS DEPENDENCE OF SILICON CARBIDE COATING LAYER FOR SURFACE MODIFICATION OF ZIRCONIUM ALLOY CLADDING CONCEPTS

Xu Yubin¹, B. K. Aforu¹, C. J. Odii², A. M. Lider¹, S. V. Bedenko¹

¹ National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin ave., 30, 634050

²Nigeria Nigerian Nuclear Regulatory Authority,
Nigeria, Abuja, Independent Avenue, Plot 564/565

E-mail: 512685424@qq.com

Surface modified Zr-alloys are envisioned to replace and improve the robustness of current and future light water reactors (LWR) fuel cladding as part of the accident tolerant fuel (ATF) cladding concepts. Several potential cladding materials such as Cr, Mo, SiC, FeCrAl and many others have been coated on varieties of Zr-alloys and studied in many literatures. In this study, SiC micro- composite deposited on Zr-alloy (E110) were simulated under normal reactor operating conditions in order to assess its coating thickness dependence on key neutronic parameters such as the reactivity coefficient, K-effective value and atomic densities under the burnup conditions with Monte Carlo code, SuperMC. The simulation results show that external covering of Zr-1Nb alloy tubes fuel rods with SiC coatings between 0.05mm to 0.25 mm thick has negligible effects on the generation of neutrons. Also, the corresponding reactivity penalties measured are very small and proportional to the coating thickness, and the change in the atomic density of each isotope of the reaction product is almost negligible.

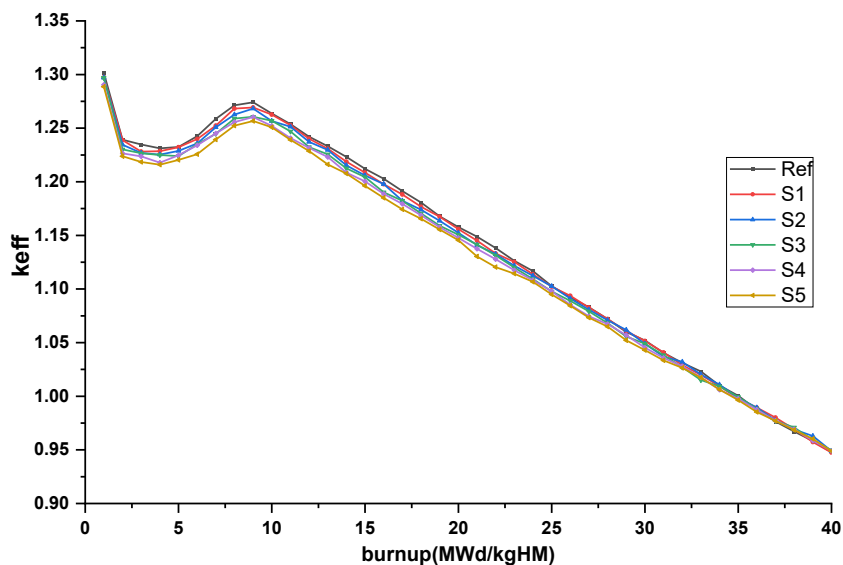


Fig. 1. Dependence of multiplication factor from fuel burnup

PHYSICAL PROTECTION SYSTEM EFFECTIVENESS EVALUATION MODELS: CHALLENGES

L A Bello, B P Stepanov, N M Badamasi

National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenin Avenue., 10, 634050

E-mail: lukmanabdullahi1@tpu.ru

Physical protection systems (PPS) are the combination of systems used to protect valuable facilities or entities from theft, sabotage or any malicious human activities. These valuable facilities may include nuclear power plants, airports, military installations, banks and other related facilities. These are facilities with high consequential effects on society if malicious activities were carried out successfully on them. Malicious activities, which may include sabotage, theft, terrorism, hostage-taking, the release of a harmful substance into the environment, and other illegal activities by human. The PPS has the primary functions of detection, delay and response to an attacking adversary. These functions are carefully design to meet some special needs of the facility and they are usually evaluated through analytical models for effectiveness after been designed. This work examined the challenges faced by the PPS elements from mostly non-analytical factors such as human reliability, national security culture, training and knowledge, and such as economy and ecology.

The work highlights different PPS evaluation models, then EASI model input parameters were used to explain these challenges as they relate to PPS effectiveness. The relationship between these factors and the PPS effectiveness were established to be in a mixed of direct or indirect proportions, this is mostly vivid in newcomer member societies. Solutions, recommendations and further insights were provided by the researchers.

REFERENCES

1. M. Lynn. Garcia, The design and evaluation of physical protection systems. Elsevier/Butterworth-Heinemann, 2008.
2. Z. Vint, M. Vint, and J. Malach, "Evaluation of physical protection system effectiveness," in Proceedings - International Carnahan Conference on Security Technology, 2012, pp. 15–21. doi: 10.1109/CCST.2012.6393532.
3. B. Zou et al., "Insider threats of Physical Protection Systems in nuclear power plants: Prevention and evaluation," Progress in Nuclear Energy, vol. 104, pp. 8–15, Apr. 2018, doi: 10.1016/j.pnucene.2017.08.006.
4. R. Islam, R. Abbassi, V. Garaniya, and F. Khan, "Development of a human reliability assessment technique for the maintenance procedures of marine and offshore operations," Journal of Loss Prevention in the Process Industries, vol. 50, pp. 416–428, Nov. 2017, doi: 10.1016/j.jlp.2017.10.015.
5. B. Kirwan, "Human error identification in human reliability assessment. Part 1: Overview of approaches," Applied Ergonomics, vol. 23, no. 5, pp. 299–318, Oct. 1992, doi: 10.1016/0003-6870(92)90292-4.

ENERGY TRANSFORMATION AND ACCUMULATION IN SOLIDS, IRRADIATED BY CHARGED PARTICLES

A.N. Valyaev

Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences
Russian Federation, 115191, Moscow, Bolshaya Tuskaya St., 52

E-mail: anvalyaev@mail.ru

All observed phenomenon under irradiation are determined by processes of energy transformation in matter, depended on: (1) initial properties of matter; (2) irradiation parameters (3) characteristics of irradiation medium. Our universal scheme of transformation and accumulation of energy in solids under all types of irradiation is presented in Fig.1.

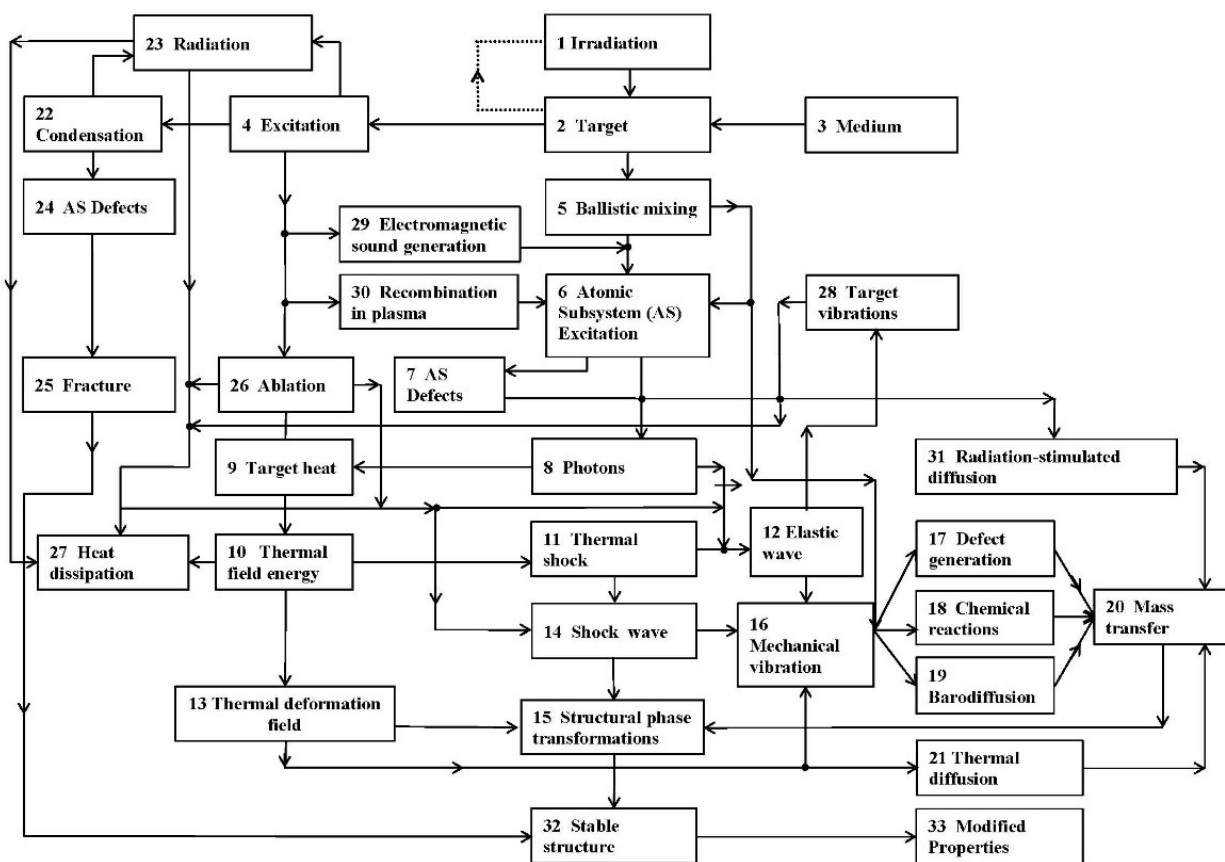


Fig.1. Scheme of transformation and accumulation of energy in solids under all types of irradiation

Radiation-stimulated processes, structural and phase damages, that cause the observed modifications of all properties of solids, are analyzed in 33 blocks with its detail explanations of energy redistribution in temporal sequence from beginning of irradiation till formation of stable structures.

REFERENCES

1. Boiko V.I., Valyaev A.N., Pogrebnyak A.D. Metal modification by high-power pulsed particle beams. Phys. Usp. 42, 1139–1166 (1999). DOI: 10.1070/PU1999v042n11ABEH000471
2. Valyaev A.N. /Mechanism of brittle fracture of solids exposed to intense-pulsed-electron-beams/ Nucl. Inst. and Meth., B.1998, B141, pp.555-561
3. Pogrebnyak A.D., Valyaev A.N. , et. al. /Effect of Fe and Zr Ion implantation and High-Current Electron Beam Treatment on Chemical and Mechanical Properties of Ti-V-Al Alloys/ J.Appl. Phys. (USA) 2000. vol.87, No3, pp.2142-2148. Item Jpn. J. Appl. Phys. 1999 38 L248. DOI:10.1143/JJAP.38.L248

RELIABILITY AND SAFETY OF COOLING SYSTEMS OF IRT-T REACTOR

E.K. Ketter, A.G. Korotkikh,

National Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, Lenina Avenue, 30, 634050

E-mail: elvisketter09@gmail.com

At present, close attention has been devoted to the reliability and safety of nuclear power plants, small modular reactors, and research reactors compared to the past. This was because of accidents that happened at Three Mile Island (TMI), the Chernobyl Nuclear Power Plant, and Fukushima. Because the cooling systems of research reactors play a big part in how they work, it would be good for reliability and safety tests to be done on them.

The function of a power reactor installation is to extract as much heat of nuclear fission as possible and convert it to useful power, generally electricity. The coolant system plays a pivotal role in performing this function. Research reactors have very simple heat-removal systems, as their primary purpose is to perform research and not generate power. In research reactors, coolant is run through the reactor, and the heat that is removed is transferred to ambient air or to water without going through a power cycle. In this presentation, the cooling system of IRT-T reactor is considered. The Reactor Coolant System (RCS) of an IRT-T reactor consist of primary and secondary loops [1]. The primary circuit which consists of pumps, heat exchangers, fittings, pipelines and holding tank. To cool the primary circuit water in the heat exchangers, process water of the secondary circuit is used. The second circuit includes a cooling tower cooling tower of sprinkler design with the secondary coolant flow rate up to $2100\text{m}^3/\text{s}$, four pumps, five heat exchangers, and a system of circulating water supply pipelines [2].

For the IRT-T research reactor equipment reliability modeling and optimization, a new methodology will be proposed that will make use of comprehensive, up-to-date commercial software tools. The idea behind this proposal is that applying the combination of specific equipment optimization and reliability software packages will have several advantages over the commonly used methods.

Fouling should be analyzed as it has a significant impact on maintenance issues. Up to a 30% decrease in maintenance costs can be achieved annually by applying advanced reliability results and determining reactor equipment failure causes. In these analyses, the causes of failure are looked into, the future chances of failure are predicted, cleaning plans and schedules are made, and reliability and maintainability are calculated.

REFERENCES

1. International Atomic Energy Agency. – IAEA Vienna, Austria. – 1998-2022. – URL: <https://nucleus.iaea.org/rrdb/#/reactor/technical-data> (usage date: 29.03.2022). – Text: electronic.
2. INSTITUTE National Research OF PHYSICS AND Tomsk Polytechnic ENGINEERI. – 6 p. – URL: http://fnph.jinr.ru/images/content/Books/Nuclear_Research_Facilities_in_Russia/FTI-TPU.PDF (usage date: 29.03.2022). – Text: electronic.

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО МОДУЛЯ ДЛЯ РАСЧЕТА КИНЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ИМПУЛЬСНОГО ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА

О.М. Жанболатов, Р.А. Иркимбеков, В.А. Витюк, Г.А. Витюк, З.Б. Кожобаев

Филиал “Институт Атомной Энергии” РГП НЯЦ РК ,

Республика Казахстан, г.Курчатов, Бейбіт Атом 10, 071100

E-mail: zhanbolatov@nnc.kz

Реактор ИГР [1] является исследовательским реактором с уникальными нейтронно-физическими характеристиками. Для сопровождения реакторных экспериментов основным аппаратом расчета нейтронно-физических параметров является программный комплекс MCNP6.2 [2]. При проведении относительно длительных пусков (от 10 с до 100 с) с реализацией большого энерговыделения в активной зоне ИГР для корректного

определения текущих нейтронно-физических характеристик необходимо учитывать влияние на них тепловых процессов, сопровождающих ядерные реакции. Для получения данных об изменении нейтронно-физических характеристик в течении времени разработан расчетный модуль в программном комплексе Visual Basic.NET. Основная задача модуля состоит в расчете кинетики исследовательского реактора ИГР, используя данные нейтронно-физических расчетов разработанной MCNP-модели, и вывод начальных данных для проведения тепло-гидравлических расчетов.

В модуле заложены функции и процедуры, необходимые для расчета параметров кинетики реактора и экспериментального устройства, с двумя типами объектов, необходимых для считывания исходных данных, и расчета нейтронно-физических характеристик.

Программный модуль является необходимой компонентой программы управления параметрами нейтронно-физической и термодинамической моделей ИГР, поскольку данные нейтронно-физических расчетов не обеспечивают мгновенную интеграцию в теплофизическую модель реактора.

Для получения данных по распределению энерговыделения по времени в течение пуска необходимо иметь данные о диаграмме мощности реактора. С этой целью применяется математическая модель точечной кинетики реактора с 6 группами запаздывающих нейтронов [3], в которой возможно учитывать уникальные характеристики реактора ИГР. Для учета вклада в энерговыделение энергии реакций, связанных с запаздывающими нейтронами, применяется расширенная модель точечной кинетики, дополненная системой дифференциальных уравнений и рассчитанными параметрами энерговыделения [4].

Результаты расчетов выдаются в текстовом файле в виде четырехмерного массива данных об удельной мощности любой рассчитываемой геометрической точки пространства в определенный момент времени, что обеспечивает возможность прямой интеграции полученных данных в теплофизическую модель.

Работа выполнена при финансовой поддержке Комитета науки МОН РК (Грант № AP09058353 «Разработка инструментария для моделирования динамики нейтронного поля импульсного исследовательского ядерного реактора»).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Курчатов И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / Курчатов И.В., Фейнберг С.М., Доллежал Н.А. и др. // Атомная энергия, 1964, т. 17, вып. 6, с. 463–474.
2. MCNP6 Monte Carlo N–Particle Transport Code System, MCNP6.1. LANL, 2013.
3. Дементьев Б.А. Кинетика и регулирование ядерных реакторов // М. :Энергоатомиздат, 1986.– 272 с.
4. Жанболатов О.М., Иркимбеков Р.А. Расчет диаграммы мощности экспериментального устройства с конвертером нейтронов // Вестник НЯЦ РК.– 202 0.– Вып. 4(84).– С. 82–87

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» - ПИЯФ

А.В. Коротынский, С.Л. Смольский, Е.С. Крюков

Федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики им.

Б.П. Константинова Научно-исследовательского центра «Курчатовский институт»,

Россия, г. Гатчина, мкр. Орлова роща, д.1, 188300

E-mail: korotynsky_av@pnpi.nrcki.ru.

В организации имеется три исследовательские ядерные установки (далее – ИЯУ): комплекс с исследовательским ядерным реактором ПИК (РК ПИК), комплекс с исследовательским ядерным реактором ВВР-М (РК ВВР-М), комплексом с критическим ядерным стендом «Физическая модель реактора ПИК» (КС ФМ ПИК).

Деятельность по эксплуатации ИЯУ ведется на основании лицензий, выданных Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору.

КС ФМ ПИК - является действующим прототипом высокопоточного реактора ПИК. С ноября 2014 года эксплуатируется в режиме длительного останова. Активная зона полностью разгружена. Срок эксплуатации продлен до 24.09.2027.

РК ВВР-М - предназначен для фундаментальных и прикладных исследований в области ядерной физики, физики конденсированного состояния, нейтронных методов исследования вещества, радиационного материаловедения, радиобиология, наработки радионуклидов для медицинских целей. Физический пуск реактора ВВР-М был осуществлен в декабре 1959 года, энергетический пуск в июле 1960 года. С декабря 2015 года реактор эксплуатируется в режиме длительного останова. Активная зона полностью разгружена. Срок эксплуатации продлен до 31.12.2031. На ВВР-М проводятся работы по вывозу накопленного отработавшего ядерного топлива.

РК ПИК - высокопоточный исследовательский ядерный реактор с тяжеловодным отражателем, предназначенный для проведения широкого круга фундаментальных и прикладных исследований в различных областях физики и биологии с использованием выведенных нейтронных пучков и нейтронной ловушки. Физический пуск реактора ПИК осуществлен весной 2011 года.

В апреле 2022 года завершён первый этап «Освоение мощности до 10 МВт» энергетического пуска реактора ПИК. Максимальная достигнутая мощность реактора составляет 7 МВт. В настоящее время ведется подготовка ко второму этапу энергетического пуска реактора ПИК «Освоение мощности до 100 МВт» и возможности перехода на новое топливо ТВС ПИК-2.

Также на РК ПИК продолжаются работы по реализации инвестиционных проектов: «Модернизация инженерно-технических систем обеспечения эксплуатации реактора ПИК и работы его научных станций», «Реконструкция лабораторного комплекса научно-исследовательского реакторного комплекса ПИК (2 этап)», «Создание приборной базы реакторного комплекса ПИК».

Вопросы обеспечения ядерной и радиационной безопасности являются приоритетными в деятельности Института.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА МАЛОГО МОДУЛЬНОГО РЕАКТОРА ПРИ ПОМОЩИ MCU-PTR

С.В. Белявский, В.Н. Нестеров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: svb28@tpu.ru

Рост вычислительных мощностей позволяет получать новые точные результаты при моделировании ядерного реактора с помощью прецизионных программ. Использование прецизионных программ позволяет оценить нейтронно-физические параметры активных зон любой сложности.

В этой работе при помощи MCU-PTR [1] и визуализатора MCU Office смоделирована тепловыделяющая сборка малого модульного реактора КЛТ-40С на основе дисперсионных композиций (диоксид в силюминовой матрице): $(U^{238}+U^{235})O_2$ (стандартная) и $(Th^{232}+U^{233})O_2$.

На верхнем и нижнем торце ТВС применены черные граничные условия, а с боковых сторон – трансляционные с указанием вектора баклинга для имитации конечной активной зоны. Также было применено упрощение в виде усреднения плотности гадолиниевых СВП, так как в КЛТ-40С содержится семь разных типов

СВП. В исследовании использованы плотности $1,065 \text{ г/см}^3$ для периферийных СВП и $0,6 \text{ г/см}^3$ для центральных СВП. Финалом топливной кампании считается момент времени, когда $k_{eff} = 1$.

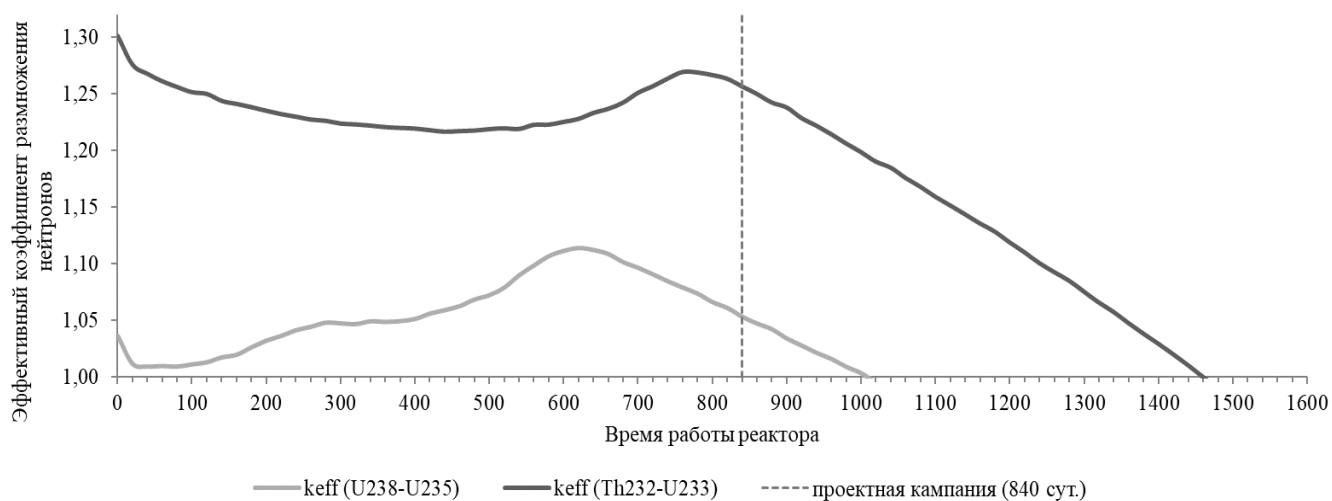


Рис. 1. Зависимость эффективного коэффициента размножения от времени работы реактора

Смена топливной композиции на торий-урановую повышает кампанию на 400 эффективных суток (на 43%). Также расчёт методом Монте-Карло дал завышенное значение кампании для стандартной композиции в сравнении с значением в 2,3 года [2]. Это может быть связано с примененными упрощениями к плотности СВП.

Исследование выполнено в рамках проекта РНФ №22-29-00385 (<https://rscf.ru/project/22-29-00385/>).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев Н. И. и др. Программа MCU-PTR для прецизионных расчетов исследовательских реакторов бассейнового и бакового типов // Атомная энергия. – 2010. – Т. 109. – №. 3. – С. 123-129.
2. International atomic energy agency. KLT-40S [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://aris.iaea.org/PDF/KLT-40S.pdf>. – 10.04.22.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

М.Н. Аникин, А.А. Яничев, А.Г. Наймушин, О.М. Худолеева, П.Н. Худолеев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введен в эксплуатацию после реконструкции в 1984 году. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т эксплуатируется недельными циклами на мощности 6 МВт. После продления срока эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т до 2035 года, эксплуатирующая организация продолжает выполнение программы управления ресурсом оборудования и систем важных для безопасной эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т, а также управления ресурсом зданий и сооружений. Внесены изменения в системы важные для безопасной эксплуатации и улучшающие работу этих систем, а также повышающие устойчивость работы реакторной установки в целом. Начато сооружение трех новых экспериментальных для фундаментальных и прикладных исследований, в том числе канала 230 мм для ядерного легирования слитков полупроводникового кремния большого диаметра. Проведена переработка 300 м³ ЖРО в летний период 2021 года.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ КОМПОЗИЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ОСНОВЕ БИНАРНЫХ СИСТЕМ НЕСМЕШИВАЮЩИХСЯ МЕТАЛЛОВ

А.Е. Доржиев¹, С.Е. Луконин¹, А.С. Ложкомоев², С.Н. Тимченко¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²ФГБУН Институт физики прочности и материаловедения СО РАН,
Россия, г.Томск, пр. Академический, 2/4, 634021

E-mail: aed12@tpu.ru

Создание новых материалов специального назначения, в том числе радиационно-защитных, является актуальной задачей на сегодняшний день. Востребованность в создании таких материалов обусловлена постоянным повышением требований к их функциональным характеристикам. Системы несмешивающихся металлов могут быть использованы для создания материалов с повышенной устойчивостью к излучению, поскольку поверхности раздела несмешивающихся слоев могут оказаться более стойкими к радиационному смешиванию.

Для получения несмешивающихся систем необходимо выбрать металлы, обладающие ограниченной взаимной растворимостью в жидком и твердом состоянии. Одними из таких металлов являются медь и вольфрам. Высокая плотность вольфрама позволяет использовать полученную систему для изготовления радиозащитных материалов, а стоимость металлов привлекает большое внимание с точки зрения перспективности в коммерческом использовании.

Целью настоящей работы являлось проведение исследований радиопоглощающих свойств композитных материалов на основе металлических наночастиц, полученных электрическим взрывом Cu и W проволок.

В работе представлены результаты исследования радиопоглощающих свойств композиционных материалов на основе эпоксидной смолы ЭД-20 (50 масс. %) и наночастиц меди (Cu), вольфрама (W), биметаллических наночастиц W-Cu, а также смеси наночастиц W и Cu.

Эксперимент проводился с помощью гамма-изотопной установки «РОКУС». Источником гамма излучения являлся изотоп кобальта-60. Мощность дозы изотопа составила 49,34 - 49,97 мкГр/с. В центр композиционного материала помещался детектор дозиметра ДКС-01 с наконечником из оргстекла, при этом толщина слоя композита до наконечника детектора составляла 10 мм. Для того, чтобы учесть возможность неравномерного распределения наполнителя в компаунде, образцы подвергались облучению с 3 сторон.

Показано, что в данных условиях эксперимента все материалы проявляли близкое защитное действие, при этом наибольший эффект достигался для композитов с наночастицами W, мощность поглощенной дозы снизилась на 3,5 мкГр/с. Композиты с наночастицами Cu и W-Cu показали близкие результаты, снижение мощности поглощенной дозы составило 2,68-2,69 мкГр/с.

Проведение дополнительных исследований позволит определить факторы, обуславливающие радиационно-защитное действие полученных композитов.

SCADA-СИСТЕМА КИП РЕАКТОРА ИРТ-Т

В.А. Демидов, А.Е. Овсенёв

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

E-mail: Elvis@tpu.ru

Представлена динамика развития систем диспетчеризации КИП пульта управления ИЯР ИРТ-Т. Описаны основные функции визуализации, мониторинга, сбора данных. Описаны сценарии использования возможностей системы. Сценарии использования данных, полученных в ходе её эксплуатации.

Система осуществляет сбор данных приборов КИП, контролирующих технологические параметры: температуру, расход, уровни жидкостей, давление, наличие протечек, токи двигателей вентиляционных и насосных агрегатов. Начиная с августа 2021 года, реализована возможность контроля радиационной обстановки в помещениях реактора, их визуализация на планах зданий, поэтажно. Для улучшения эргономики интерфейса, скорости реакции и точности интерпретации сменным персоналом данных, предусмотрено использование прогрессивной шкалы цветовой сигнализации. В рамках работы по интеграции радиационного контроля, реализована и введена в эксплуатацию система оповещения о работе экспериментальных устройств горизонтальных каналов. Система оповещения инициирует светозвуковую сигнализацию, заблаговременно оповещая сменный персонал и персонал, проводящий работы в физическом зале. Оповещение срабатывает за 30-50 секунд до выхода облучателя из канала, что сопровождается достижением пиковых значений радиационного фона. Сигнализация реализована с использованием датчиков СРК, расположенных в непосредственной близости от канала.

Одной из особенностей SCADA системы является бессрочное хранение накопленных данных. Доступ к архиву показаний за всё время эксплуатации позволяет выявлять и диагностировать аномальные отклонения параметров. Этот подход минимизирует вероятность нарушения границ и условий нормальной эксплуатации, продлевает ресурс оборудования.

Система используется для мониторинга и сбора данных при проведении облучений на горизонтальных и вертикальных каналах. Общее количество опрашиваемых приборов и датчиков приближается к 300. В рамках SCADA системы реализован журнал загрузок вертикальных экспериментальных каналов. Журнал позволяет оперативному персоналу и экспериментаторам получить данные об актуальной загрузке экспериментальных устройств реактора, длительности облучений, их статусе.

Важной функцией системы является наглядная демонстрация технологического процесса ИЯР ИРТ-Т для студентов, экскурсантов и новых сотрудников Реактора.

Направления развития. Первоочередной задачей развития системы является интеграция важных для безопасности параметров, данных контрольно- измерительной аппаратуры СУЗ, АКНП. Так же предполагается установка рабочих станций сменного персонала. Важным для цифровизации производства может стать интеграция систем управления экспериментальными устройствами, такими как тяжелый бокс, установки легирования кремния, пневмопочта.

АНАЛИЗ ДЕФОРМИРОВАНИЯ СФЕРИЧЕСКОЙ ОПОРНОЙ ЧАСТИ С ПРОСЛОЙКОЙ ИЗ РАДИАЦИОННО-МОДИФИЦИРОВАННОГО ФТОРОПЛАСТА

А.П. Панькова, А.А. Каменских

Пермский национальный исследовательский политехнический университет,

Россия, г.Пермь, пр. Комсомольский, 29, 614990

E-mail: PankovaA2@pstu.ru

Фторопласт является один из наиболее распространенных материалов, используемых в качестве антифрикционных прослоек в опорных частях мостов [1]. При этом в [2] отмечены недостатки использования материала в чистом виде, его модификация различными наполнителями или радиоизлучением позволяет получать материалы с улучшенными свойствами [3].

В работе рассматривается деформирование прослойки (3) из радиационно-модифицированного фторопласта в сферической опорной части мостового пролета (рис. 1). Моделирование выполнено в трехмерной постановке [3] с учетом больших деформаций материала слоя скольжения (3).

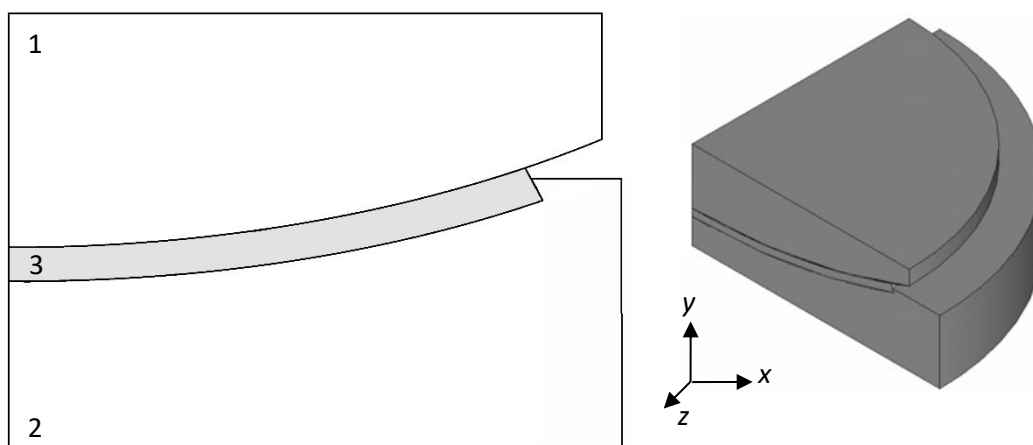


Рис. 1. Сферическая опорная часть мостового пролета

В рамках работы выполнен анализ толщины слоя скольжения (4-8 мм) и его местоположения относительно нижней стальной плиты опорной части (2). Выполнено сравнение деформационного поведения прослоек из разных материалов с учетом физико-механических и фрикционных свойств. Установлено, что прослойка из радиационно-модифицированного фторопласта меньше подвержена деформированию.

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского научного фонда, проект № 22-29-01313.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Niemierko A. Modern bridge bearings and expansion joints for road bridges // Transportation Research Procedia. – 2016. – Vol. 14. – P. 4040–4049.
2. Dhanumalayan E., Joshi G.M. Performance properties and applications of polytetrafluoroethylene (PTFE) – a review // Advanced composites and hybrid materials. – 2018. – Vol. 1. – P. 247–268.
3. Каменских А.А., Труфанов Н.А. Численный анализ напряженного состояния сферического контактного узла с прослойкой из антифрикционного материала // Вычислительная механика сплошных сред. – 2013. – Т. 6, № 1. – С 54-61.

ДЕФОРМИРОВАНИЕ ПРОСЛОЙКИ ИЗ РАДИАЦИОННО-МОДИФИЦИРОВАННОГО ФТОРОПЛАСТА С ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМИ УГЛУБЛЕНИЯМИ РАЗНОЙ ГЕОМЕТРИИ

А.А. Каменских, Ю.О. Носов

Пермский национальный исследовательский политехнический университет,

Россия, г. Пермь, пр. Комсомольский, 29, 614990

E-mail: anna_kamenskih@mail.ru

Полимерные материалы широко используется во многих отраслях промышленности, техники и медицины в качестве относительно тонких покрытий и прослоек. К таким материалам относятся радиационно-модифицированный фторопласт [1]. Представляет интерес контактное взаимодействие материала с металлическими и неметаллическими поверхностями сопряжения. В работе выполнен анализ влияния геометрической конфигурации технологических углублений (3) на деформационное поведение полимерной прослойки (2) из радиационно-модифицированного фторопласта при фрикционном деформировании жесткой стальной плитой (1) давлением до 90 МПа (рис. 1). Рассматривается два варианта заполнения технологических углублений: объем углубления не заполнен материалом; объем углубления заполнен твердым смазочным материалом. Толщина прослойки 4 мм.

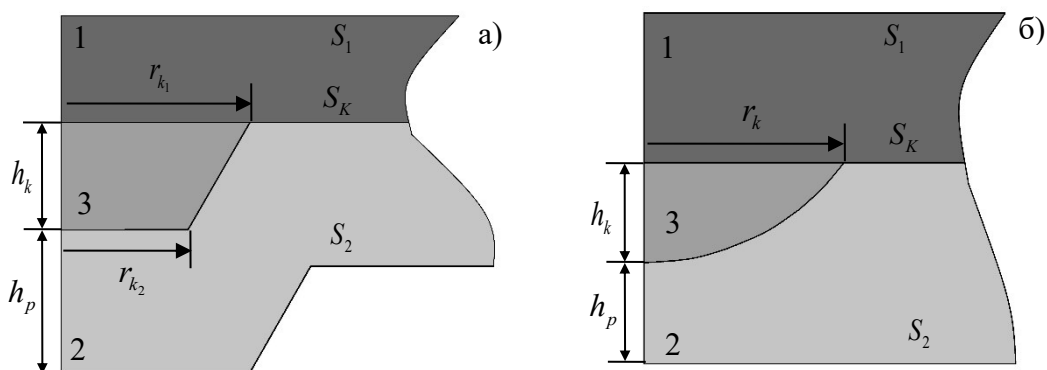


Рис. 1. Расчетные схемы: а) кольцевая канавка; сферическая лунка

Рассматривается два варианта углублений: кольцевая канавка ($h_k = 3$ мм – максимальная глубина, $r_{k1} = 5,25$ и $r_{k2} = 3,5$ мм – верхний и нижний радиусы); сферическая лунка ($h_k = 2$ мм – максимальная глубина, $r_k = 4$ мм – радиус). Фрикционный контакт элементов выполнен для широкого набора коэффициентов трения, полученных экспериментально или взятых из справочников.

Наблюдается значительное деформирование прослойки при отсутствии заполнения объема технологических отверстий: большой объем материала подвержен пластическим деформациям, $\max \varepsilon_{II_p}$ больше в модели с кольцевыми канавками, наблюдается вырождение сферической лунки.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ и Пермского края в рамках научного проекта № 20-48-596009.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Адамов А.А., Каменских А.А., Носов Ю.О. Математическое моделирование поведения современных антифрикционных полимеров // Прикладная математика и вопросы управления. – 2019. – № 4. – С. 46–59.

ИЗМЕРЕНИЕ МОЩНОСТИ АМБИЕНТНОГО ЭКВИВАЛЕНТА ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПРИРОДНОЙ ЗОНЕ ОТДЫХА

И.К. Саковчук

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: iks6.tpu.ru

Радиация окружает нас повсюду, поэтому каждый человек, так или иначе, сталкивался с ней. И для этого совсем нет необходимости работать на атомной станции или проходить флюорографию. Все дело в естественном радиационном фоне – дозе излучения, создаваемой космическим излучением и излучением природных радионуклидов, распределенных в почве, воде, воздухе. Для городских жителей дополнительным источником облучения являются объекты техносферы. Многие строительные материалы являются природными компонентами и поэтому содержат в составе химические элементы с радиоактивными изотопами.

Целью данной исследовательской работы является определение безопасности фона гамма-излучения на берегу одного из водоемов вблизи Томска и сравнение его с допустимыми значениями.

По средствам измерения мощности AMBIENTНОГО ЭКВИВАЛЕНТА ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ на исследуемой территории проведен сравнительный анализ полученных результатов для различных измерительных дозиметрических приборов.

По итогу проведенных измерений, можно сделать вывод о том, что радиационный фон по берегах Лучановского пруда и реки Васильевка, не превышен, о чем говорят полученные значения средней эффективной дозы и амбиентного эквивалента дозы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009: официальное издание: утверждены Гл. гос. санитарным врачом РФ от 7.07.2009: введены в действие 01.09.2009 – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009.
2. Власова Н.Г. Оценка средних годовых эффективных доз облучения жителей населенных пунктов, расположенных на территориях, загрязненных радионуклидами в результате аварии на ЧАЭС. // Радиационная гигиена. М.: 2012 5(2) с 9-13.
3. МУК 4.4.052-08 Методические указания по методам контроля "Методика выполнения измерений мощности амбиентного эквивалента дозы и амбиентной эквивалентной дозы гамма-излучения с помощью дозиметров гамма-излучения ДКГ-02У "Арбитр", ДКГ-01Д "Гарант", ДКГ-03Д "Грач", МКС РМ-1401К при радиационном контроле в аварийной ситуации": издание официальное: утвержден и введен в действие Приказом Федерального медико-биологического агентства от 10 декабря 2008 г. / разработан: ФГУ "Федеральный медицинский биофизический центр им.А.И.Бурназяна" ФМБА России. – 2008. – 52 С.

МЕТОДЫ МАГНИТНОЙ СЕПАРАЦИИ В ОБОГАЩЕНИИ ИЛЬМЕНитОВЫХ РУД

К.Т. Врона, Х.Ш. Ле, В.А. Карелин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

Проведены исследования по обогащению ильменитовой руды методом электромагнитной сепарации. Состав основных компонентов исходной руды (%): Ti – 27,66; Fe – 14,62; Zr – 9,23; Si – 4,52; Ce – 0,18; Hf – 0,17; Nb – 0,11; V – 0,044.

Изучено влияние силы тока, подаваемого на электромагнит, на концентрации титана, железа и их степени обогащения в магнитной фракции.

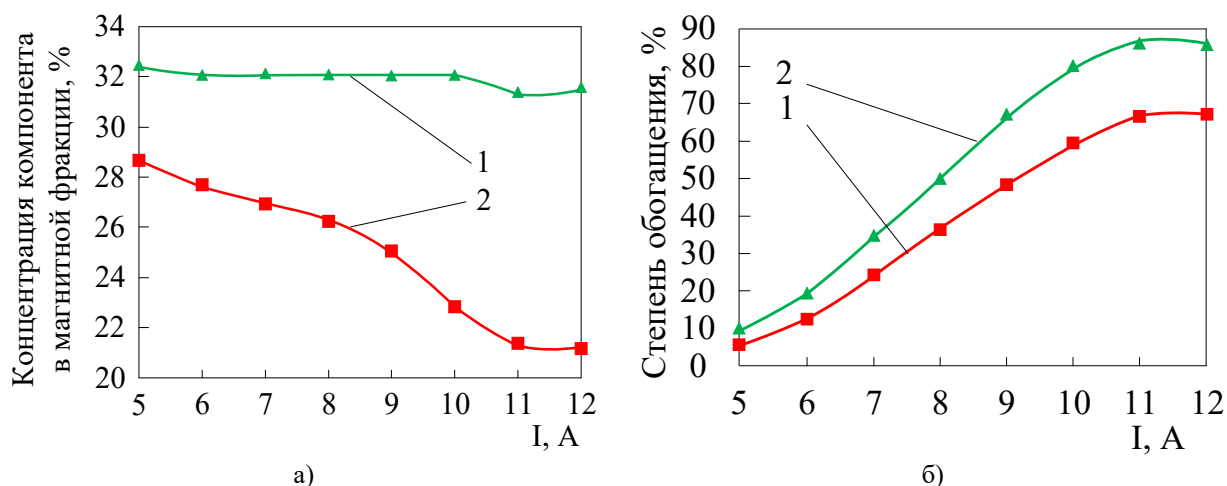


Рис. 1. Концентрация (а) и степень обогащения (б) титана, железа в магнитной фракции при различных силах тока: 1 – титан; 2 – железо

Показано, что с увеличением силы тока концентрация титана постепенно уменьшается. При $I = 11$ А, степень обогащения титана достигает ~67 %. Таким образом ~33 % титана будет находиться в немагнитной фракции. Степень обогащения железа в магнитной фракции достигает ~85 %, поэтому магнитная сепарация является эффективным методом обогащения ильменита. В результате получаемый продукт загрязнен примесями.

Для немагнитной фракции при увеличении силы тока возрастает концентрация рутила, и соответственно уменьшается концентрация ильменита. Это означает, что при большой силе тока можно получить рутил более высокой степени чистоты. С другой стороны, при увеличении силы тока концентрация рутила увеличивается, а

концентрация TiO_2 не уменьшается. Общая концентрация титана в магнитной фракции возрастает из-за попадания рутила в нее.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ле Ш.Х., Киеу Б.Т., Карелин В.А. Флотационное обогащение ильменитовых руд из Вьетнама // Химия и химическая технология в XXI веке: материалы XXII Межд. науч.-практ. конф. студентов и молодых ученых им. Л.П. Кулёва и Н.М. Кижнера, посв. 125-летию со дня основания ТПУ (г. Томск, 17-20 мая 2021 г.). В 2 т. Т. 2 / ТПУ. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2021. – С. 118-119.

ИНТЕРМЕТАЛЛИД БЕРИЛЛИЯ $Be_{12}Ti$ – КАНДИДАТНЫЙ МАТЕРИАЛ ДЛЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЯДЕРНЫХ И ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

М.К. Кылышканов, М.А. Подойников, С.В. Ударцев, А.Н Вечкутов

АО «Ульбинский металлургический завод»,

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

Последствием нейтронного облучения бериллия быстрыми нейтронами является существенная наработка газовых продуктов в виде гелия и трития, что приводит к распуханию и потере прочностных свойств бериллиевых отражателей. Данное обстоятельство существенно ограничивает срок службы бериллиевых отражателей.

Интерметаллическое соединение бериллия $Be_{12}Ti$ обладает более высокой устойчивостью к нейтронному воздействию по сравнению с бериллием. Кроме того, бериллид титана имеет лучшие характеристики по показателям жаропрочности, твердости, устойчивости к окислению.

По этой причине бериллид титана $Be_{12}Ti$ может рассматриваться как кандидатный материал в качестве замедлителя/отражателя нейтронов в перспективных ядерных и термоядерных реакторах.

До настоящего времени процесс получения заготовок и изделий из бериллидов не перешел в стадию стабильного промышленного изготовления.

В последние годы АО «УМЗ» прилагает усилия по разработке и внедрению технологий получения заготовок и изделий из различных бериллидов, а также по проведению испытаний и изучению свойств бериллидов, в том числе и бериллида титана $Be_{12}Ti$.

В настоящей статье представлена информация о результатах получения заготовок и изделий из бериллида титана, а также ресурсных тепловых испытаниях данного материала в условиях, моделирующих тепловые режимы работы охлаждаемых гелием бланкетных модулей реактора DEMO.

Преимущества бериллида титана, а также развитие технологии получения заготовок и изделий из него открывают возможности для более обширного проведения исследования ядерных, физико-механических свойств данного материала с возможностью дальнейшего применения в перспективных ядерных и термоядерных реакторах.

ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ ФБУ «НТЦ ЯРЬ» ПО АНАЛИЗУ И ОЦЕНКЕ ПЕРСПЕКТИВНЫХ РЕАКТОРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

С.В. Синегрибов, А.В. Курындин, А.М. Киркин, А.О. Смирнов

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»,

Россия, г. Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8, корпус 5, 107140

E-mail: sinegribov@secnrs.ru

В настоящее время во всем мире растет интерес к использованию более экологичных «безуглеродных» источников энергии. Наиболее актуальными и не имеющими ограничений, связанных с географическим местоположением, источниками такой энергии являются атомная энергетика и водородная энергетика, а также в

будущем может стать термоядерная энергетика. С учетом планов по производству водорода на действующих и перспективных атомных станциях, а также с учетом характерных факторов опасности установок, реализующих ядерную реакцию термоядерного синтеза, обеспечение безопасности во всех перечисленных областях невозможно без соблюдения требований нормативных документов в области использования атомной энергии.

Однако действующие требования по безопасности могут быть неприменимы к перспективным технологиям в области использования атомной энергии, или оказывать излишнее регулирующее воздействие, препятствующее внедрению инновационных проектов и дальнейшему развитию технологий. Кроме того, действующие требования могут не учитывать специфические особенности и факторы опасности, свойственные инновационным реакторным технологиям.

Таким образом для обеспечения эффективного регулирования безопасности перспективных технологий в области использования атомной энергии зачастую необходимо совершенствование нормативно-правовой базы.

Следует отметить, что внесению изменений в нормативные документы должны предшествовать комплексные научно-исследовательские работы, включающие анализ технологических особенностей российских инновационных проектов, анализ международных подходов к регулированию и обеспечению безопасности аналогичных зарубежных проектов и оценку применимости и достаточности действующих нормативных документов к проектам, реализующим перспективные реакторные технологии.

Доклад посвящен деятельности ФБУ «НТЦ ЯРБ» по оказанию научно-технической поддержки Ростехнадзору в части анализа и оценки российских перспективных реакторных технологий, включая технологии малых модульных реакторов, высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов, жидкосолевых реакторов с расплавами солей ядерных материалов, а также технологии термоядерного синтеза.

АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТРИФТОРИДА БОРА В РОЛИ КОМПЕНСИРУЮЩЕГО МАТЕРИАЛА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ГАЗООХЛАЖДАЕМОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Д.В. Пасько, В.В. Кнышев, С.В. Беденко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 2, 634028

E-mail: dvp52@tpu.ru

ВТГР считается новым типом экологически чистых универсальных ядерных энергоисточников. Уникальные качества — возможность нагрева теплоносителя на выходе из активной зоны до 1000 °С, а также большой уровень безопасности открывают обширные возможности по применению данного типа реактора [1-2].

В реакторных установках типа ВВЭР-1000 кроме поглощающих стержней в качестве дополнительного метода регулирования используется борная кислота (H_3BO_3). Для бора характерна высокая способность к поглощению тепловых нейтронов, что позволяет компенсировать избыточную реактивность, тем самым упрощает управление установкой. По этому принципу рассматривается возможность применения борсодержащих материалов в теплоносителе разрабатываемой реакторной установки ВТГР в Томском политехническом университете [3].

Далее проведен анализ борсодержащих химических соединений, находящихся в газообразном и стабильном состоянии при температуре в 1000 °С и давлении 5-8 МПа. Ввиду особенностей данных критериев наиболее подходящим был трифторид бора (BF_3), так как данное соединение обладает достаточной стабильностью при данных эксплуатационных параметрах рассматриваемой установки и имеет высокую термостойкость, что немаловажно при температуре теплоносителя в 1000 °С [4].

Обогащенный вариант BF_3 до 50% по B^{10} может быть использован в качестве дополнительной аварийной защиты установки, на случай частичного или полного отказа работы аварийной защиты. В данном случае BF_3 будет выполнять роль компенсирующего материала и системы охлаждения, что позволит избежать внештатных аварийных ситуаций.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абросимов Н.Г., Кодочигов Н.Г., Кузнецов Л.Е., Петрунин В.В., Пономарев-Степной Н.Н., Сухарев Ю.П. ВТГР - Новые перспективы ядерной энергетики // Атомная энергия, Т. 129, № 1, 2020, С. 51-53.
2. Hidayatullah H., Susyadi S., Subki M. H. Design and technology development for small modular reactors - Safety expectations, prospects and impediments of their deployment // Progress in Nuclear Energy, Vol. 79, 2015, pp. 127-135.
3. Shamanin I.V., Chertkov Y.B., Bedenko S.V., Mendoza O., Knyshev V.V., Grachev V.M. Neutronic properties of high temperature gas cooled reactors with thorium fuel // Annals of Nuclear Energy, 2018, Vol. 113, pp. 286-293.
4. Desai, S.S., Rao, M.N. Drift of electrons and performance of BF_3 filled neutron proportional counters // AIP Conference Proceedings Vol. 1832, 2017.

ИССЛЕДОВАНИЕ СТОЙКОСТИ СВЕТОДИОДОВ НА ОСНОВЕ ГЕТЕРОСТРУКТУР AlGaAs К ВОЗДЕЙСТВИЮ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Ф.Ф. Жамалдинов, А.В. Градобоев, К.Н. Орлова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: zhamaldinovff@tpu.ru

В настоящее время светодиоды (СД) нашли применение в различных областях науки и техники. При использовании СД в сферах атомной, космической и военной промышленности к параметрам надежности и радиационной стойкости уделяется особое внимание, так как эти устройства очень часто эксплуатируются в жестких условиях. Воздействие нейтронного облучения существенным образом меняет структуру и свойства полупроводниковых материалов [1 - 3]. Таким образом, исследование влияния нейтронного облучения на светотехнические и электрофизические характеристики СД является, несомненно, актуальным.

В качестве объектов исследований в работе использованы промышленные СД на основе двойных гетероструктур AlGaAs , имеющих различную технологию выращивания. СД исследовались в различных режимах питания: пассивный и активный режим с пропусканием рабочего тока при облучении. Для оценки надежности светотехнических параметров СД исследовали ватт-амперную характеристику (ВтАХ) и вольт-амперную характеристику (ВАХ) [4]. Измерение ВтАХ и ВАХ СД выполнялось на автоматизированном измерительном комплексе на основе фотометрического шара. Облучение нейтронным излучением проводилось с помощью ядерного реактора на быстрых нейтронах BARS-4. Уровень воздействия быстрых нейтронов характеризовали флюенсом нейтронов F_n [n/cm^2].

Результаты показали, что технология выращивания гетероструктур СД является основным фактором, определяющим радиационную стойкость прибора. Выявлены две характерные стадии снижения мощности, имеющие собственные коэффициенты повреждаемости. Режим питания СД при облучении нейтронами практически не изменяет форму ВтАХ и ВАХ . В активном режиме при облучении нейтронами ($F_n \leq 1,5 \cdot 10^{12} \text{n}/\text{cm}^2$) наблюдается скачкообразное возрастание мощности излучения СД, что приводит к уменьшению коэффициентов повреждаемости и, соответственно, к увеличению стойкости СД. Возрастание мощности вероятно обусловлено радиационно-стимулированным отжигом локальных механических напряжений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Claes C., Simoen E. Radiation effects in advanced semiconductor materials and devices // Springer Series in Materials Science. – 2002. – Vol. 57. – 351 p.

2. Mukherjee B. et al. Application of low-cost Gallium Arsenide light-emitting-diodes as kerma dosimeter and fluence monitor for high-energy neutrons // Radiation Protection Dosimetry. – 2007. – Т. 126. – №. 1-4. – С. 256-260. DOI: 10.1093/rpd/ncm053
3. Weide-Zaage K., Chrzanowska-Jeske M. Semiconductor devices in harsh conditions // CRC Press. – 2016. – 256 p. DOI:10.1201/9781315368948
4. Gradoboev A.V., Simonova A.V., Orlova K.N. Influence of irradiation by ^{60}Co gamma-quanta on reliability of IR-LEDs based upon AlGaAs heterostructures /// Physica status solidi. – 2016. – V. 13. – №. 10-12. – pp. 895-902. DOI:10.1002/pssc.201600035

РОЛЬ КРИСТАЛЛИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ МО В СТОЙКОСТИ К ОКИСЛЕНИЮ ЦИРКОНИЕВОГО СПЛАВА ZR-1NB С ПОКРЫТИЕМ Cr/Mo

А.В. Абдульменова, Ю. Р. Мингазова, М.С. Сыртанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ava75@tpu.ru

Введение. Многие ученые рассматривают хром в качестве защитного покрытия, которое будет предотвращать окисление циркониевых сплавов при авариях с потерей теплоносителя [1]. Однако при высоких температурах возрастает диффузия Cr в Zr с образованием эвтектики с $T_{\text{пл}}=1332$ °С. Ранее в работе была показана эффективность использования двухслойного Cr/Mo покрытия на подавление диффузии хрома в циркониевый сплав [2]. Целью настоящей работы является исследование влияние текстуры молибдена на коррозионную стойкость циркониевого сплава с Cr/Mo покрытием.

Материалы и методы. Покрытия Cr (8 мкм)/Mo (3 мкм) и Cr (8 мкм) были нанесены на циркониевый сплав методом магнетронного распыления. Подслой Mo с первой текстурой (Mo-1) был сформирован с помощью использования одиночного магнетронного распыления, со второй (Mo-2) – дуального магнетронного распыления. Высокотемпературные испытания проводились при нагреве на воздухе до 1100 °С с последующей изотермической выдержкой в течение 15 и 60 минут. Анализ микроструктуры образцов был проведен с помощью СЭМ TESCAN MIRA3.

Результаты. Непокрытый циркониевый сплав имеет наибольший привес на протяжении всего времени окисления. Прирост массы Cr/Mo-1 увеличивался с 3 (15 минут) до 14 мг/см² (60 минут), а для Cr/Mo-2 с 5 до 15 мг/см². Нанесение Cr покрытия снижает привес в ~3-4 раза в сравнении с двухслойным покрытием, и на один порядок в сопоставлении к непокрытой подложке. Интенсивное окисление непокрытой части образца привело к разнице коррозионных привесов образцов с покрытиями. Анализ СЭМ изображений показал, что увеличение времени окисления приводит к росту внешнего оксидного слоя Cr₂O₃ и росту междуфузионного слоя Cr-Zr. В случае покрытий Cr/Mo-1 и Cr/Mo-2 толщина Cr₂O₃ примерно соответствует толщине для образца без барьерного покрытия, однако толщина остаточного хрома больше. Междиффузионный слой Cr-Mo у Cr/Mo-2 больше в отличие от Cr/Mo-1, что указывает на более активную диффузию для данной ориентации кристаллитов.

Заключение. Mo ограничивает образование слоя Cr-Zr при высокотемпературном окислении с толщиной остаточного хрома большей. Толщина слоя Cr-Mo больше в случае Cr/Mo-2, что привело к увеличению привеса. Толщины Cr₂O₃ однослойного и двухслойных покрытий схожи. Ввиду этого, подслои Mo оказывают незначительное влияние на стойкость к окислению Cr покрытия.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РНФ, проект № 21-79-00175.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Park D. J., Kim H. G., Jung Y., Park J. H., Yang J. H., Koo Y. H. Behavior of an improved Zr fuel cladding with oxidation resistant coating under loss-of-coolant accident conditions // Journal of Nuclear Materials. – 2016. – Vol. 482. – P. 75-82.

2. Syrtanov M. S., Kashkarov E. B., Abdulmenova A. V., Sidelev D. V. High-temperature oxidation of Zr1Nb zirconium alloy with protective Cr/Mo coating //Surface and Coatings Technology. – 2022. – Vol. 439, No. 128459. – P. 1–10.

АНАЛИТИЧЕСКАЯ РАБОТА ПО АНАЛИЗУ УЯЗВИМОСТИ НА ОБЪЕКТАХ

А.А. Коваленко, Е.А. Суханов, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aak274@tpu.ru

При обращении с ядерными материалами и/или эксплуатации ядерной установки необходимо обеспечивать физическую защиту ядерного материала. Важным составляющим процесса создания и совершенствования СФЗ на объекте является анализ уязвимости (АУ). Под АУ объекта понимается процесс обследования объекта и анализ технологического процесса на наличие в нем уязвимых мест, для дальнейшего определения предметов физической защиты, выделение угроз и вероятных способов их осуществления [1]. При проведении анализа рассматриваются потенциальные угрозы и последствия в случае их реализации, источниками которых являются преднамеренные действия нарушителей.

В настоящее время нет универсального метода проведения анализа уязвимости технологического процесса, позволяющего выделить его слабые места. В работе создаётся некоторый набор инструментария, который позволит унифицировать процесс проведения анализа с выделением уязвимых мест. Также планируется применять данный инструментарий не только к ядерным, но и к любым другим особо опасным объектам.

На данный момент разработана концептуальная модель, которая позволит рассмотреть процесс проведения анализа уязвимости любого объекта, с точки зрения функционирования технологических процессов, осуществляющихся на объекте и процессов, влияющих на них. В данной модели последовательно отражены все этапы проведения анализа, а каждый этап разворачивается на составляющие его подэтапы, которые в свою очередь имеют несколько различных способов их осуществления. Такое разнообразие поможет выбрать наиболее подходящий метод проведения АУ для каждого объекта.

Предлагаемый метод позволит проводить анализ уязвимости объектов с учетом особенностей функционирования, влияющих на эффективное функционирование системы физической защиты. Такой подход, позволит обеспечить дифференцированную защиту при минимальных затратах на нее. В дальнейшем планируется математическое описание разработанной концептуальной модели с помощью метода графов. Разработанный универсальный набор инструментов по проведению анализа уязвимости планируется внедрить на ядерных и других особо-опасных объектах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Об утверждении руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по проведению анализа уязвимости ядерного объекта» [Текст]: приказ Федеральной службы по экологическому, техническому и атомному надзору от 30 июля 2004 г. // Собрание законодательства Российской Федерации - 2019. – № 26. – ст. 7;

ТЕПЛО-ГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЁТ ТВС РЕАКТОРА ВВЭР-1000 С ДИСПЕРСИОННЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

К.А. Саламатов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: kas51@tpu.ru

Вид ядерного топлива, в котором делящийся материал в виде мелких частиц из сплавов, интерметаллидов или соединений урана и плутония распределен по объему неделяющейся матрицы из конструкционного материала, получил название дисперсного ядерного топлива [1]. Использование дисперсного ядерного топлива в ядерных реакторах позволяет увеличивать теплосъём в активной зоне без изменения поверхности тепловыделяющих элементов, снизить термические нагрузки на топливо.

В качестве среды расчёта использовалась система автоматического проектирования «Solidworks». Основной метод расчёта в САПР «Solidworks» - метод конечных элементов, который заключается в разбиении области, в которой ищется решение дифференциальных уравнений, на конечное количество подобластей. В каждой подобласти составляются системы алгебраических уравнений, которые в последствии решаются и соотносятся с аппроксимирующей функцией [2].

Для верификации построенной модели была создана геометрическая модель тепловыделяющей сборки, заданы характеристики конструкционных материалов и произведён расчёт с заданием граничных условий, характерных для ТВС реактора ВВЭР-1000. Результаты расчёта при использовании в качестве топлива диоксида урана и дисперсионного топлива с матрицей из силумина приведены в таблице 1.

Таблица 1. Результаты расчёта

Характеристика	UO ₂	AlSi+UO ₂
Температура теплоносителя на входе в ТВС, °C	290	290
Температура теплоносителя на выходе из ТВС, °C	312	328,85
Максимальная температура топлива, °C	1342,85	1133,85
Градиент температур в топливной таблетке, °C/мм	164,6	69,89

Исходя из полученных значений, можно сделать вывод о том, что модель адекватна, так как расчёт с диоксидом урана близок к значениям, наблюдаемым при эксплуатации реактора ВВЭР-1000. Результат расчёта с дисперсным топливом указывает на то, что использование дисперсного топлива позволяет снизить термические нагрузки на топливо, а также увеличить теплосъём с тепловыделяющих элементов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Физическое материаловедение. Том 6. Часть 1. Конструкционные материалы ядерной техники. / Б.А. Калинин, П.А. Платонов, И.И. Чернов, Я.И. Штромбах. – М.: МИФИ, 2008. – 672
2. Балахов Н.С., Жидков Н.П., Кобельков Г.М. «Численные методы» - М.:СПб.: Лаборатория базовых знаний. 2002.- 342 с.
3. Физическое материаловедение. Том 6, часть 2. Ядерные топливные материалы /Ю.Г. Годин, А.В. Тенишев, В.В. Новиков. – М.: МИФИ, 2008. – 604 с;
4. Д.Н. Пузанов, А.А. Сатин. Анализ и обобщение данных по свойства циркониевых сплавов, применяющихся в качестве конструкционных материалов. Научно-техническая конференция молодых специалистов ОКБ «Гидропресс», Подольск, 16-17 марта, 2011

СТОЙКОСТЬ ЛАЗЕРНЫХ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ ИЗ СПЛАВА Э110 К ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМУ ОКИСЛЕНИЮ

Д.А. Ашихмин, М.Э. Фишер, Д.В. Сиделёв

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: daa39@tpu.ru

Циркониевые сплавы используются в качестве основного конструкционного материала тепловыделяющих сборок ядерных реакторов благодаря их высокой радиационной стойкости, стойкости к окислению при нормальных

условиях эксплуатации (360 °С, 18,6 МПа). Однако в условиях аварии возможен нагрев активной зоны реактора, ввиду чего может происходить окисление и последующее разрушение ответственных элементов, выполненных из Zr сплавов. Особое внимание следует уделить сварным соединениям, т.к. процесс их окисления проходит с большей скоростью [1]. Цель настоящей работы состоит в изучении стойкости к окислению лазерных швов.

Для защиты сварных соединений от окисления было выполнено осаждение Cr покрытий с помощью магнетронного распыления. Далее образцы были окислены на воздухе при температуре 1100 °С в течение 2, 10, 30, 45, 60 и 90 минут. На основе измеренных значений массы до и после окисления был определён коррозионный привес образцов, получены оптические изображения микроструктуры образцов после их окисления (рис. 1). Показано, что Cr покрытие значительно повышает стойкость лазерных сварных соединений из циркониевых сплавов к высокотемпературному окислению в течение не менее 60 минут.

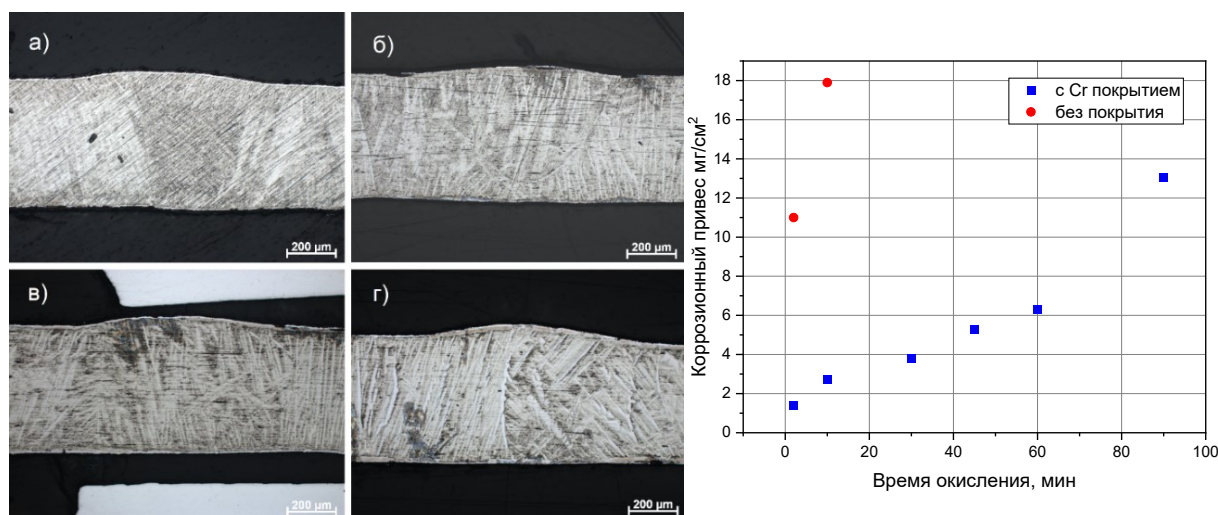


Рис. 1. (слева) Оптические изображения микроструктуры поперечного сечения лазерных швов с Cr покрытием после окисления в течение 30 (а), 45 (б), 60 (в) и 90 мин (г). (справа) Зависимость коррозионного привеса лазерных швов с Cr покрытием от времени их окисления.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. D. V. Sidelev, E. B. Kashkarov, V. A. Grudin, M. G. Krinitsyn. High-temperature oxidation of Cr-coated laser beam welds made from E110 zirconium alloy // Corrosion Science. — 2022. — Vol. 195. — [110018, 9 p.].

ЗАЩИТНЫЕ ХРОМОВЫЕ ПОКРЫТИЯ ДЛЯ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

Д.В. Сиделёв¹, И.А. Шелепов², Н.С. Сабуров²

¹ Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

² АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара»,

Россия, г. Москва, ул. Рогова, д. 5а, 123098

E-mail: sidelevdv@tpu.ru

Настоящая работа направлена на изучение защитного поведения циркониевых сплавов с хромовыми покрытиями в условиях, имитирующих нормальный и аварийный режимы эксплуатации ядерных реакторов. Рассмотрены две технологии осаждения Cr покрытий: высокоскоростная (скорость осаждения – 40...50 нм/с, плотность ионного тока на изделие – 3...5 мА/см²); мультикатодная (скорость осаждения – 3...5 нм/с, плотность ионного тока на изделие – 5...8 мА/см²).

С помощью аналитических методов анализа были получены данные о влиянии параметров технологии магнетронного осаждения Cr покрытий на окисление циркониевых сплавов с покрытиями в потоке водяного пара при температуре до 1400 °С. Защита циркониевых сплавов от высокотемпературного окисления обеспечивается формированием плотного поверхностного слоя оксида хрома. На длительность защитного поведения циркониевого сплава с Cr покрытием существенное влияние оказывает диффузия и растворение Cr в Zr сплаве, претерпевающим $\alpha \rightarrow \beta$ переход. Продемонстрирована роль микроструктуры и толщины Cr покрытий на скорость окисления и кинетику диффузии хрома и циркония в диапазоне температур 900...1200 °С (рис. 1). Показана возможность защиты сплава Э110 от окисления в течение 5000 с в потоке водяного пара при температуре 1200 °С.

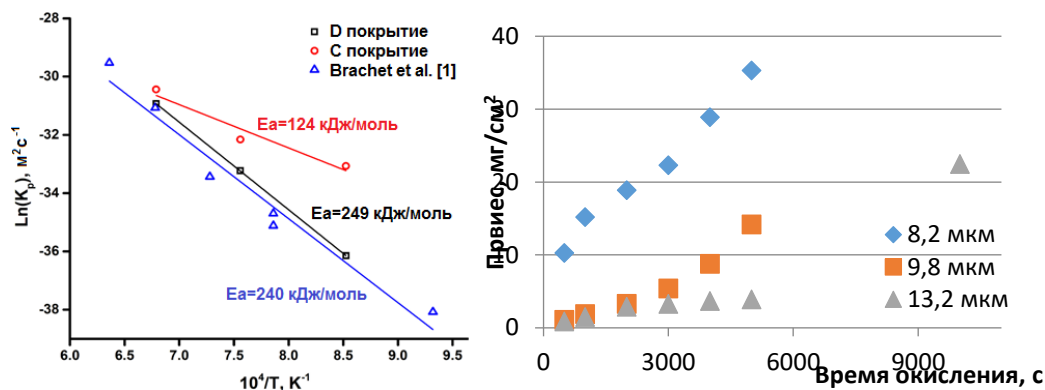


Рис. 1 Кривые Аррениуса для константы скорости окисления Cr покрытий в зависимости от технологии их получения (слева). Кинетика окисления в потоке водяного пара Zr сплава с Cr покрытиями, толщиной 8,2, 9,8 и 13,2 мкм (справа)

Исследование выполнено в рамках выполнения гранта РФФ 19-79-10116.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Brachet J.-C., Rouesne E., Ribis J., Guilbert T., Urvoy S., Nony G., Toffolon-Masclat C., Le Saux M., Chaabane N., Palancher H., David A., Bischoff J., Augereau J., Pouillier E., High temperature steam oxidation of chromium-coated zirconium-based alloys: Kinetics and process // Corros. Sci. – 2020. – 167. - 108537.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТОПЛИВНОГО БЛОКА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА: CFD-ИССЛЕДОВАНИЯ

А.С. Дёмин, С.В. Беденко

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: asd47@tpu.ru

Использование высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов позволит расширить сферу применения ядерной энергетики. Наиболее перспективной областью их применения является водородная промышленность, в которой ВТГР могут использоваться в качестве источника высокотемпературного тепла, что позволит значительно снизить вредные выбросы от этого процесса. Сейчас для производства водорода используется паровая конверсия метана, которая не является экономически выгодной.

В работе был получено температурное распределение для активной зоны высокотемпературного газоохлаждаемого реактора, а также был определен оптимальный режим прокачки теплоносителя через ее графитовые блоки, который позволит использовать эту установку в качестве источника тепла для производства водорода.

Работа проводилась в программном комплексе SolidWorks с использованием предустановленного расширения Fluent Flow. Для оптимизации временных затрат, в работе были использованы две модели. Определение оптимального режима прокачки теплоносителя проводилось на топливной колонне. Полученные данные были использованы в модели активной зоны для оценки температурного распределения.

Результаты расчета показали, что при давлении газа 6 Мпа, скорость и температура теплоносителя на выходе из активной зоны равны 19,2 м/с и 1120 К, соответственно. Максимальная температура графита в активной зоне составляет 1577 К.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДЛИТЕЛЬНОСТИ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ГТ-МГР

С.А. Березовский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: sab37@tpu.ru

В настоящее время перспективным направлением развития ядерной энергетики является увеличение длительности кампании ядерного топлива и исследование ядерных топливных циклов нового поколения [1].

В данной работе рассматривается влияние разных топливных композиций на длительность кампании ядерного топлива реактора ГТ-МГР (газовая турбина - модульный гелиевый реактор).

Изменение нуклидного состава измеряется через каждые 50 эффективных суток. Через каждые 50 эффективных суток происходит уменьшение концентрации бора, для того чтобы высвободить запасенную реактивность. Этот процесс продолжается, пока запас реактивности не станет меньше нуля.

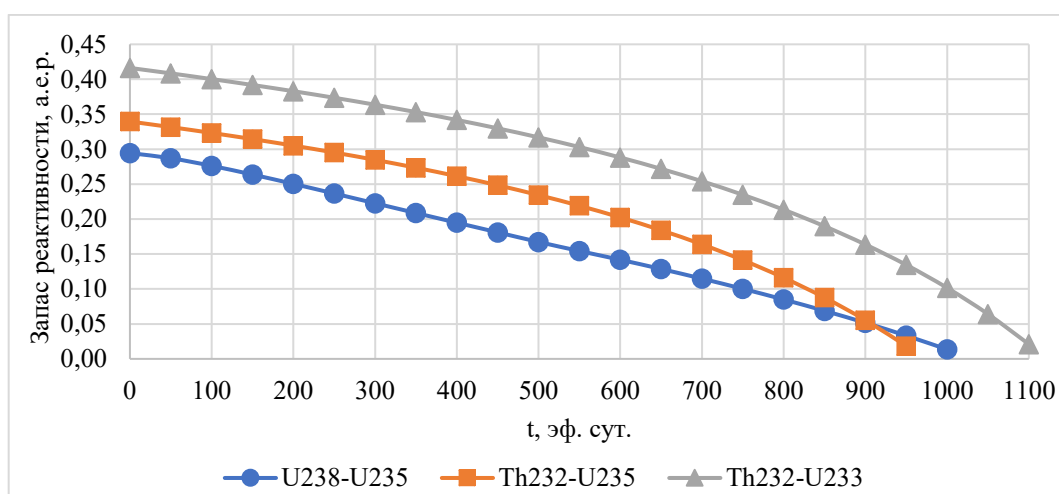


Рис.1 Изменение реактивности за время кампании ядерного топлива разных топливных композиций

Использование Th^{232} вместо U^{238} в качестве воспроизводящего материала позволило увеличить начальный запас реактивности на 4,5 %, т.к. сечение поглощения у Th^{232} меньше, чем у U^{238} , таким образом, быстрые нейтроны с более высокой вероятностью замедляются до тепловой группы, где поглотятся делящимся нуклидом. Однако длительность кампании ядерного топлива снизилась на 50 эффективных суток, это связано с тем, что U^{233} , образующийся в результате реакции захвата нейтрона ядром Th^{232} , по своим нейтронно-физическим свойствам уступает Pu^{239} . Данный изотоп плутония имеет большое микроскопическое сечение деления для тепловой области нейтронов и среднее число вторичных быстрых нейтронов на одно деление также выше, чем для U^{233} .

При использовании топлива $\text{Th}^{232}\text{U}^{233}$ вместо $\text{Th}^{232}\text{U}^{235}$ можно наблюдать повышение запаса реактивности на 7,67 % это связано с тем, что у U^{233} количество нейтронов, образующихся в результате деления больше, чем у U^{235} при примерно равных сечениях деления.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нестеров В.Н. Обеспечение проектного значения глубины выгорания ядерного топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов работоспособностью графита // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013 – номер 2. – с. 133-159.

ФОРМИРОВАНИЕ АКСИАЛЬНОГО ПРОФИЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ВЕРТИКАЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ БОЛЬШОГО ДИАМЕТРА

А.А. Фомин, Н.В. Смольников, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aaf42@tpu.ru

Исследовательский ИРТ-Т реактор – это уникальное сооружение, на котором проводятся десятки экспериментов по облучению образцов. Высокая точность проведённых экспериментов обеспечивается в первую очередь за счёт обеспечения равномерности облучения, чтобы образцы получили одинаковый флюенс нейтронов. Соответственно, чем ниже коэффициент неравномерности нейтронного излучения, тем более равномерный профиль нейтронного излучения будет обеспечен.

В рамках работы была поставлена задача расчётно и экспериментально выровнять аксиальный профиль нейтронного излучения в вертикальных экспериментальных каналах большого диаметра. Расчётный этап включал создание модели в ПО MCU и проведение расчётов с использованием алюминиевого и кадмиевого фильтров. Алюминиевый фильтр использовался в качестве демонстрационного образца, так как он никак не повлияет на поток нейтронов, ввиду малого сечения поглощения.

Расчёт с использованием алюминиевого фильтра продемонстрировал работоспособность разработанной модели, а также определил аксиальный профиль нейтронного излучения ИРТ-Т. Коэффициент неравномерности при использовании алюминиевого фильтра равен 1,32. Расчёт с использованием кадмиевого фильтра подтвердил ожидаемое распределение, уменьшив коэффициент неравномерности до значения 1,23.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шаймерденов А.А., Романова Н.К., Сайранбаев Д.С., Гизатулин Ш.Х. Особенности применения кадмия в качестве нейтронно-поглощающего экрана при легировании кремния в ядерном реакторе [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://journals.nnc.kz/jour/article/view/394/324> – 14.05.2022

ОБЕСКРЕМНИВАНИЕ АКТИВИРОВАННОГО В ВЧИ-ПЛАЗМЕ ЦИРКОНОВОГО КОНЦЕНТРАТА

Брянкин Д.В., Смороков А.А.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: dvb43@tpu.ru

Цирконий, как в составе соединений, так и в металлическом виде может использоваться в различных отраслях промышленности. Наиболее широкое применение цирконий получил в атомной энергетике и производстве высокотемпературной керамики. Однако производство циркония в России сильно зависимо от Евросоюза, Китая и Украины, откуда поступает до 80% обогащенных концентратов этого металла для его производства. При этом, Россия располагает крупной сырьевой базой, достаточной для обеспечения внутренних потребностей страны в циркониевом сырье [1].

На сегодняшний день для переработки циркониевых концентратов применяются несколько групп промышленных способов, такие как термическое разложение, щелочное вскрытие, хлорирование, вскрытие соединениями фтора. Часть из перечисленных способов вскрытия циркона и основанные на этих способах технологические схемы очень специфичны, имеют поэтому ограниченное значение и применяются лишь в относительно узких целях [2].

В данной работе исследовался процесс обескремнивания плазмоактивированного циркона в растворе гидродифторида аммония. Исходный цирконовый концентрат был обработан в высокочастотном индукционном плазматроне мощностью 1000 кВ·А и частотой 440 кГц [3], а затем полученный порошок обрабатывают раствором гидродифторида аммония.

Было решено исследовать зависимость степени обескремнивания циркона от концентрации раствора гидродифторида аммония и времени реакции. Эксперименты проводили в тефлоновых стаканах, при постоянном перемешивании и температуре 80 °С. Концентрации раствора гидродифторида аммония варьировались в диапазоне от 10 до 40 масс.%. Время экспериментов увеличивалось с 1 до 4 часов. После реакции проводили фильтрацию, и остаток сушили при температуре 80 °С до постоянной массы. Затем образцы прокаливали при температуре 700 °С.

Полученные образцы были охарактеризованы методами рентгенофлуоресцентной спектроскопии, рентгеновской дифракции и термогравиметрии. Изучен элементный и фазовый составы образцов до и после обескремнивания, а также после температурной обработки образца при 700 °С. На основании полученных результатов был выбран оптимальный режим обескремнивания, при котором степень перехода кремния в раствор составила 95%, а прокаливание дало ещё 40 % перехода кремния в газовую фазу.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Государственный доклад «О состоянии и использовании минерально-сырьевых ресурсов Российской Федерации в 2019 году». Под ред. Л.И. Ремизова. М.: ВИМС, 2020. 426 с.
2. Барышников Н.В. Металлургия циркония и гафния / Н.В. Барышников, В.Э. Гегер, Н.Д. Денисова и др.; под ред. канд. техн. наук Л.Г. Нехамкина. – М: Metallurgia, 1979. – 208 с.
3. Фарнасов Г.А., Лисафин А.Б. // Физика и химия обработки материалов. 2015. № 2. С. 29-34.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТЕЙ СМЕЩЕНИЯ НА АТОМ ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В СТЕКОЛЬНЫХ МАТРИЦАХ И МАТРИЧНОМ МАТЕРИАЛЕ НА ОСНОВЕ NdAlO₃

А.М. Герасимчук, А.О. Семенов, А.М. Надеева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: amg12@tpu.ru

Радиационные дефекты – это дефекты в кристаллической решетке, образующиеся под воздействием потоком частиц или квантов электромагнитного излучения. Энергия переданная облучаемому телу (мишени), вызывает разрыв межатомных связей и смещение атомов с последующим образованием первичных радиационных дефектов типов Френкелевской пары (вакансия и межузельный атом) [1].

Цель работы заключалась в расчете смещения на атом (СНА) в стекольных матрицах отечественного и зарубежного производства, а также матричном материале на основе NdAlO₃ со структурой перовскита под воздействием потока нейтронов.

На рисунках 1 представлено взаимодействие потока нейтронов с энергией 2 МэВ.

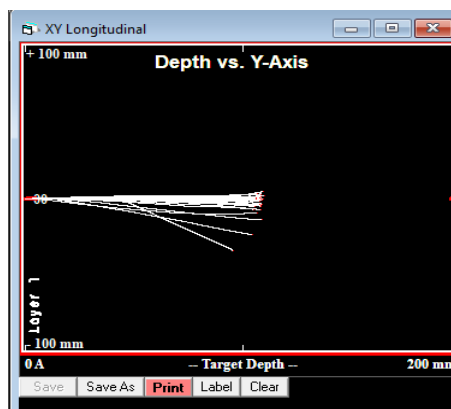


Рис. 1. Траектория пробега нейтронов с энергией 2 МэВ в алюминате неодима

Таблица 1 Результаты СНА для матричных материалов

	Матричный материал				
	Силикатное стекло (Радон)	Алюмо-фосфатное стекло (Маяк)	Боросиликатное стекло, (R7/T7)	Боросиликатное стекло, (DWPF)	Алюминат неодима
Скорость смещения, $\frac{\text{СНА}}{\text{см}^3 \cdot \text{с}}$	$7,40 \cdot 10^{11}$	$7,50 \cdot 10^{11}$	$7,90 \cdot 10^{11}$	$7,10 \cdot 10^{11}$	$3,70 \cdot 10^{11}$

При исследовании скорости смещения в матричных материалов наибольшее значение составило у боросиликатного стекла $7,90 \cdot 10^{11} \frac{\text{СНА}}{\text{см}^3 \cdot \text{с}}$, наименьшее значение у алюмината неодима $3,70 \cdot 10^{11} \frac{\text{СНА}}{\text{см}^3 \cdot \text{с}}$.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Вас Гэри С. Основы радиационного материаловедения. Металлы и сплавы Москва: ТЕХНОСФЕРА, 2014. – 992 с

РАЗВИТИЕ ТЕХНОЛОГИЙ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ЯДЕРНОГО КЕРАМИЧЕСКОГО ТОПЛИВА

А.Д. Гречаник, М.А. Подойников, Е.В. Кириллов, Т.М. Алдажаров

Акционерное общество «Ульбинский металлургический завод»,

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

E-mail: GrechanikAD@ulba.kz

На протяжении не одного десятка лет, до недавнего времени, АО «УМЗ» являлся одним из основных поставщиков топливных таблеток для российских реакторов. В связи с увеличением объемов производства топливных таблеток на заводах АО «ТВЭЛ» объемы поставок таблеток АО «УМЗ» стремительно сокращались и возникал вопрос о дальнейшей деятельности уранового производства. В этих условиях, в связи с развитием совместного проекта по добыче природного урана, наиболее перспективным направлением был выход на китайский рынок с таблетками для реакторов дизайна французской компании AREVA.

Применяемая на тот момент технология изготовления пресс-порошка с использованием жидкого связующего, не позволяла производить таблетки, удовлетворяющие требованиям спецификации AREVA по многим параметрам: микроструктура, термическая стабильность, геометрическая плотность и т.д. Необходимо было, как и всем ведущим производителям ядерного топлива, разрабатывать новую технологию изготовления пресс-порошка с использованием сухих смазок.

Эти непростые задачи достаточно оперативно (в течение 2009-2010 годов) решались сначала в лабораторных условиях, а затем и в промышленных. Результатом работы специалистов АО «УМЗ», стала технология получения топливных таблеток, соответствующих требованиям спецификации AREVA.

В 2015-2016 годах была проведена модернизация технологического процесса изготовления топливных таблеток.

На первом этапе работ была проведена модернизация участка приготовления и комплектования партий порошков оксидов урана. Используемый ранее при шихтовании партий порошков оксидов урана смеситель барабанного типа был заменен на планетарно-шнековый. В ходе проведения работ были определены минимальная и максимальная массы партий порошков оксидов урана, смешиваемых в смесителе, отработан алгоритм (порядок загрузки, продолжительность смешивания, порядок выгрузки), обеспечивающий высокую однородность смешивания.

На втором этапе работ была проведена корректировка используемого пресс-инструмента, режимов прессования и запуск прессы с таблетоукладчиком на участке формования прессовок.

На третьем этапе работ была проведена корректировка режимов на операции спекания топливных таблеток.

Итогом проведенной работы стало увеличение производительности и повышения качества выпускаемой продукции, а также успешно проведенная сертификация, которая подтвердила, что имеющееся оборудование и разработанные параметры технологического процесса позволяют изготавливать продукцию, соответствующую требованиям спецификации и технологической документации.

ВЛИЯНИЕ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ НА ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ МОНОКРИСТАЛЛИЧЕСКОГО КРЕМНИЯ

Ю. Му, В.В. Сохорева, В.А. Варлачев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: yuychen1@tpu.ru

Медицинский канал циклотрона Р-7М ТПУ посвящен использованию потока нейтронов для борьбы с раковыми клетками. Контроль дозы является важным аспектом в процесселучевой терапии. Детектор нейтронов на основе монокристаллического кремния (Si), разработанный ядерным реактором ИРТ-Т ТПУ, контролирует поле нейтронов во время работы исследовательского реактора. Принцип работы детектора заключается в расчете флюенса нейтронов путем изменения электрофизических параметров монокристаллического Si (особенно, изменение удельной электрической проводимости пропорционально флюенсу нейтронов). В работе, нейтронный поток, создаваемый циклотроном, анализировался с использованием монокристаллического кремния.

В качестве объекта в данной работе были использованы образцы монокристаллического Si, тип шайб и пластин. Кремниевые бездислокационные шайбы поставляются ИРТ-Т ТПУ после нейтронного трансмутационного легирования. В процессе экспериментов монокристаллические Si были облучены потоком нейтронов на медицинском канале циклотрона Р-7М ТПУ при реакции ${}^9\text{Be}(d,n)$, и были использованы четырехзондовый и бесконтактный СВЧ методы для измерения электрофизических параметров монокристаллического Si. Результаты измерений представлены в таб. 1.

Таблица. 1. Изменение электрофизических параметров до и после облучения

Образцы Si	Удельное сопротивление, Ом·см		Время жизни носителей, мкс		
	До облучения	После облучения	До облучения	После облучения	
Шайба					
№ 5	6,10	5,92	5,95	490	450
№ 7	6,50	6,34	6,05	-	-
№ 8	6,05	5,85		-	-
№ 9	6,10	6,15		-	-
№ 21	5,54	5,60		465	400
№ 23	5,23	6,00		-	-
Пластина					
№ 31	$1,15 \cdot 10^4$	$2,18 \cdot 10^4$		395	350
№ 32	$1,08 \cdot 10^4$	$1,82 \cdot 10^4$		404	425
№ 33	$1,17 \cdot 10^4$	$1,92 \cdot 10^4$		-	-

В эксперименте образцы № 8, 9 были облучены в полиэтилене, и остальные образцы кремния были облучены в прямом потоке (образцы № 5, 7 были облучены 2 раза). Из таблицы можно делать следующие выводы: 1) данной кремниевый детектор контролирует медицинский канал циклотрона, используемый при лечении онкологических больных; 2) дефектные структуры, созданные в процессе облучения, содержат кластеры междоузельных атомов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Варлачев В.А., Солодовников Е.С. Детектор быстрых нейтронов на основе монокристаллического кремния // Приборы и техника эксперимента. – 2008. – Вып. 2. – С. 17–20.

КУЛЬТУРА БЕЗОПАСНОСТИ КАК НЕОТЪЕМЛЕМЫЙ ЭЛЕМЕНТ ДОСТИЖЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ

М.А. Фролова, А.Ю. Потапчук

Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования

«Севастопольский государственный университет»,

Россия, Республика Крым, г. Севастополь, ул. Университетская, 33, 299053

E-mail: sasha.shipecheva@gmail.com

Впервые термин «культура безопасности» представлен в «Итоговом докладе Международной консультативной группой по ядерной безопасности о совещании по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле», опубликованном Международным агентством по атомной энергии, как серия изданий по безопасности. Международная консультативная группа по ядерной безопасности в своих публикациях предложила применять термин в следующей интерпретации:

«Культура безопасности – набор характеристик и особенностей деятельности организаций и поведения отдельных лиц, который устанавливает, что проблемам безопасности объектов использования атомной энергии, как обладающим высшим приоритетом уделяется внимание, определяемое их значимостью» [1].

Среди объектов повышенной опасности, как для окружающей среды, так и для человека в отдельной категории стоят атомные электростанции и исследовательские ядерные реакторы. Именно поэтому обеспечение их безопасности – один из главных требований к ним [2].

Исходя из представленных источников информации культура безопасности включает в себя множество элементов, основные из них: знания и компетентность, обеспечиваемые через подготовку и инструкции для

персонала; приверженность, требующую демонстрации высокого приоритета безопасности на уровне старших руководителей и признания общих целей безопасности отдельными лицами; мотивацию посредством методов руководства, постановки целей и создания системы поощрений и наказаний и посредством формирования внутренней позиции отдельных лиц; надзор, включающий практику ревизий и экспертиз, и готовность реагировать на критическую позицию отдельных лиц; ответственность через формальное установление и описание должностных обязанностей и понимание их отдельными лицами [3].

Реализация культуры безопасности влечет за собой обеспечение стабильных условий труда и устойчивое состояние социально-психологической среды на рабочих местах. Принципы приоритета безопасности должны восприниматься каждым работником как личные моральные нормы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Итоговый доклад о совещании по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле. Международное агентство по атомной энергии, Вена, 1986.
2. Андросов, М.В. Экологическая безопасность в области использования атомной энергии // Труды Института государства и права Российской академии наук, г. Москва, 2010 г. № 1.
3. Основные принципы безопасности атомных электростанций 75-INSAG-3 Rev.1 INSAG-12 / Доклад Международной консультативной группы по атомной энергии, Вена, 2015.

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ДИАМЕТРА ТОПЛИВА НА ДЛИНУ ТОПЛИВНОЙ КАМПАНИИ РЕАКТОРА РИТМ-200

С. Алхассан, С. В. Белявский, В.Н. Нестеров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: alhassan@tpu.ru

Внедрение инновационных разработок по разведению топлива в ядерных реакторах малой мощности, особенно в рамках замкнутого топливного цикла, является относительно новым. Более крупные заводы препятствовали успеху в этом отношении. Легководные реакторы (ВВЭР) и высокотемпературные реакторы с газовым охлаждением (HTGR) продемонстрировали возможность замены урановой загрузки ториевым топливом. Эти реакторы показали повышенную топливную экономичность с улучшенной транспортабельностью, сокращением сроков сборки и запуска на месте. Эти типы реакторов стали ключевыми в развитии региональной энергетики в России отчасти из-за их коммерческой конкурентоспособности. Целью данной статьи является оценка влияния состава топлива маломощного ядерного реактора РИТМ-200 на срок службы топлива. Расчеты выгорания топлива проводились для трех различных вариантов состава топлива, а именно: $(^{238}\text{U} + ^{235}\text{U})\text{O}_2$, $(^{232}\text{Th} + ^{235}\text{U})\text{O}_2$ и $(^{232}\text{Th} + ^{233}\text{U})\text{O}_2$. Результаты были сопоставлены, чтобы определить наиболее эффективную топливную композицию. Основываясь на результатах, диаметр топлива также сравнивался со сроком службы топлива, чтобы понять в числовом выражении его влияние на расход топлива.

Типичный реактор работает на топливной композиции $(^{238}\text{U} + ^{235}\text{U})\text{O}_2$. На рисунке 2.0 показан срок службы топлива при различных диаметрах топливных стержней, включая расчетный диаметр. Из результата видно, что выгорание при расчетном значении 6,9 мм является более равномерным. Однако при 8,1 мм регистрируется гораздо более эффективное сгорание с самым длительным полным сроком службы в 1100 дней. При диаметре 4,5 мм регистрируется последняя продолжительность 350 эффективных дней.

Был определен срок службы топлива всех четырех топливных композиций. Это позволило сравнить продолжительность топливной кампании реактора РИТМ-200 со всеми четырехтопливными вариантами. Кроме

того, мы определили из расчетов, что увеличение диаметра топлива топлива увеличит продолжительность срока службы топлива, за исключением ($^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$)O₂.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шаманин И.В., Беденко С.В., Чертков Ю.Б., Губайдулин И.М. “Газоохлаждаемый ториевый реактор с топливным блоком унифицированной конструкции”, Ядерная энергетика и технологии 1 (2015) 184-190.
2. Жуков А.В., Кузина Ю. А., Белозеров В.И. // Изв. вузов. Яд. Энергия. (3) (2011) 100-112 (на русском языке).
3. Шаманин И.В., Последствия Вызванные Отличиями Структуры Резонансной Области поглощения Ядер 238U и 232-й. [Последствия, вызванные различиями в структуре области резонансного поглощения для ядер 238U и 232-го] Альтернативная энергетика и экология, 2006, № 11(43), с. 47-53.

О МЕТОДЕ КОНТРОЛЯ ОБЩЕГО АЛЬФА-ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОВЕРХНОСТИ ТВЭЛА

Д.М. Хорохорин, В.А. Хан, И.И. Литвинов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

E-mail: dmhl@tpu.ru

При фабрикации уран-плутониевого топлива, на поверхности твэла могут находиться частицы и пылинки ядерного топлива. Используемые в производстве топлива уран и высокоактивный плутоний излучают преимущественно альфа-частицы. Таким образом, нахождение на поверхности трубки небольшого количества частиц уран-плутониевого топлива формирует значительное альфа-загрязнение. Пробег альфа-частицы в воздухе, излученной изотопом ^{239}Pu , не превышает 3 см. Поэтому создание стационарной автоматизированной установки контроля поверхностного альфа-загрязнения твэла, при обеспечении высокой точности измерения и производительности, затруднено.

Известно, что пробег заряженных частиц в газах зависит от концентрации и атомной массы молекул. Для обоснования возможности создания стационарной автоматизированной установки контроля альфа-загрязнения поверхности твэла при обеспечении перспективных требований к новым и существующим проектам уран-плутониевого топлива, выполнена установка, в которой возможно контролировать состав газовой среды (рис. 1). В камере объемом 5,9 литра расположены две пары сцинтилляционных детекторов (ZnS). Такое расположение детекторов обеспечивает контроль загрязнения поверхности по всему диаметру трубки без остановки перемещения твэла вдоль его оси. В объем счетной камеры подается гелий. Перемещение твэла во время контроля проводится по транспортным роликам с заданной скоростью через технологические отверстия в камере. Над отверстиями диаметром 2 см на входе и выходе из измерительной камеры установлены шиберные затворы, срабатывающие по сигналу оптических датчиков при входе и выходе твэла из камеры. Это позволяет поддерживать стабильную концентрацию He в счетном объеме, при минимальном расходе He.

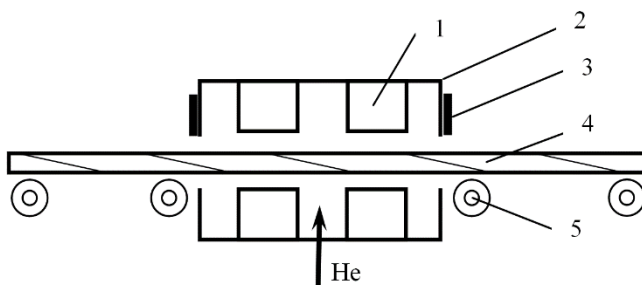


Рис. 1. Схема измерительной камеры проходного типа: 1 – детектор, 2 – корпус камеры, 3 – шиберный затвор, 4 – имитатор твэла, 5 ролик транспортной системы

В докладе обсуждаются экспериментальные результаты, полученные при регистрации поверхностного альфа-загрязнения в воздушно-гелиевой газовой среде. Контроль альфа-загрязнения поверхности проводили с

помощью радиометра и блока детектирования БДПА-01. Расход гелия задавался с помощью ротаметра РМ-06, а состав газовой среды контролировали с помощью масс-спектрометра МС-200.

УСТАНОВКА ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ ФТОРСОДЕРЖАЩИХ ПОЛИМЕРНЫХ МЕМБРАН МЕТОДОМ ТРЕХКАНАЛЬНОГО ЭЛЕКТРОСПИННИНГА

У. В. Чернова¹, Е. В. Адамов^{1,2}, Е. Н. Больбасов¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

²Институт оптики атмосферы им. В. Е. Зуева Сибирского отделения Российской академии наук

Россия, г. Томск, пл. Академика Зуева, 1, 634055

E-mail: chernova489@gmail.com

Благодаря возможности в широких пределах варьировать структуру и свойства в широком диапазоне, получать материалы с высокой открытой пористостью, большой площадью свободной поверхности и высокой прочностью, фторсодержащие полимерные мембраны, сформированные методом электроспиннинга, находят широкое применение в химической, космической и ядерной промышленности в качестве фильтров и сепараторов [1], например для извлечения урана из морской воды [2]. Большинство технологических решений производства полимерных мембран методом электроспиннинга предполагает использование одноканальных прядильных систем [3], что имеет низкую производительность, и не позволяет получать композитные мембраны, сформированные не взаимодействующими между собой полимерными материалами. Для решения этих проблем разработана и представлена установка трехканального электроспиннинга, представленная на рисунке 1.



Рис. 1. Установка трехканального электроспиннинга

Три независимых канала инжектирования позволяют на общем сборочном коллекторе формировать композитные полимерные мембраны из трех различных полимерных материалов, при этом независимое алгоритмическое управление процессом электроформования в каждом из каналов (приложенное напряжение и ток, положения и скорость перемещения инжекторов по двум координатам, расход формовочного раствора и скорость вращения барабана) впервые в мире позволяет формировать композитные мембраны с уникальными свойствами. В настоящее время установка запущена в опытную эксплуатацию, сформированы опытные образцы композитных фторполимерных мембран на основе сополимера винилиденфторида, полисульфона и поликарбоната.

Работа выполнена при поддержке гранта РФФ № 21-73-20262.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Cui Z., Drioli E., Lee Y. M. Recent progress in fluoropolymers for membranes // Pr. Polym. Sci. – 2014. – Vol. 39. – Is. 1. – pp. 164–198.

2. Xie S., Liu X., Zhang B., Ma H., Ling C., Yu M., Li L., and Li J. Electrospun nanofibrous adsorbents for uranium extraction from seawater //, J. Mater. Chem. A. – 2015. – Vol. 3. – pp. 2552–2558. .
3. Teo W. E., Ramakrishna S. A review on electrospinning design and nanofibre assemblies // Nanotechnology. – 2006. – Vol. 17. – pp. R89–R106.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ПОЛУЧЕНИЮ ОКСИДА ГАДОЛИНИЯ ИЗ ОТХОДОВ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ УРАН-ГАДОЛИНИЙСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛОВ

А.А. Дорн, М.К. Кылышканов, Г.В. Гусакова, А.А. Гофман, Ю.В. Варывдин

Акционерное общество «Ульбинский металлургический завод»

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

E-mail: DornAA@ulba.kz

Одним из видов деятельности Уранового производства АО «УМЗ» является переработка трудновскрываемых уран-гадолинийсодержащих скрапов. При переработке материалов данного типа, после их растворения, проводят операцию осаждения фторида гадолиния с дальнейшей экстракционной очисткой полученных растворов уранилнитрата.

На стадии осаждения практически весь гадолиний, содержащийся в скрапах, переходит в осадок GdF_3 и в составе твердых отходов направляется на хвостохранилище.

Целью исследовательской работы являлось определение возможности получения оксида гадолиния из отхода технологии переработки уран-гадолинийсодержащих материалов Уранового производства АО «УМЗ».

Фторид гадолиния, образующийся в виде отхода в процессе переработки уран-гадолинийсодержащих скрапов, содержит и другие редкоземельные элементы (самарий, европий, тербий, иттрий и др.).

Из-за чрезвычайной близости свойств РЗЭ их разделение и получение соединений отдельных элементов является одной из самых сложных задач химической технологии. До сих пор на многих предприятиях по производству РЗЭ используются так называемые классические методы разделения - фракционная кристаллизация, фракционное осаждение, методы, основанные на изменении валентности. По сравнению с фракционной кристаллизацией, фракционное осаждение дает более высокий коэффициент обогащения, хотя само осаждение более сложное, так как необходимо фильтровать и промывать [1,2].

Наиболее подходящими методами, применительно к технологии, существующей в урановом производстве ОАО "УМЗ", являются методы осаждения и экстракции. Выделение РЗЭ может быть осуществлено в виде гидроксидов или основных солей [3].

В ходе проведения исследований были опробованы различные способы получения оксида гадолиния. Проведен ряд экспериментов по отработке режимов получения оксида гадолиния методом двухстадийного осаждения оксалата и выбору оптимальных параметров ведения процессов. Разработана технологическая схема, по которой получен готовый продукт, пригодный для дальнейшего применения в технологии получения уран-гадолиниевого топлива АО «УМЗ».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Айринг Л. Достижения в области химии и технологии редкоземельных элементов. – М.: Металлургия, 1970.
2. Зубович И.А. Неорганическая химия. – М.: Учебное пособие, 1989. – 433 с.
3. Бочкарев Е.П., Елютин А.В. Химические, сорбционные и экстракционные методы получения и очистки редких металлов. – М.: Металлургия, 1978.

ВЛИЯНИЕ СКОРОСТИ ОСАЖДЕНИЯ ХРОМОВЫХ ПОКРЫТИЙ НА ИХ СТРУКТУРУ И СТОЙКОСТЬ К ОКИСЛЕНИЮ

К.А. Зиньковский, Д.В. Сиделёв

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск, пр. Ленина, 2, ст. 33, 634028

E-mail: kaz10@tpu.ru

Настоящая работа направлена на установление зависимости влияния толщины хромовых покрытий на стойкость циркониевого сплава Э110 к окислению (рис. 1). Получены данные о влиянии толщины Cr покрытий на их кристаллическую и микроструктуру, стойкость к окислению циркониевого сплава с Cr покрытием на воздухе при температуре изотермического окисления 1100 °С.

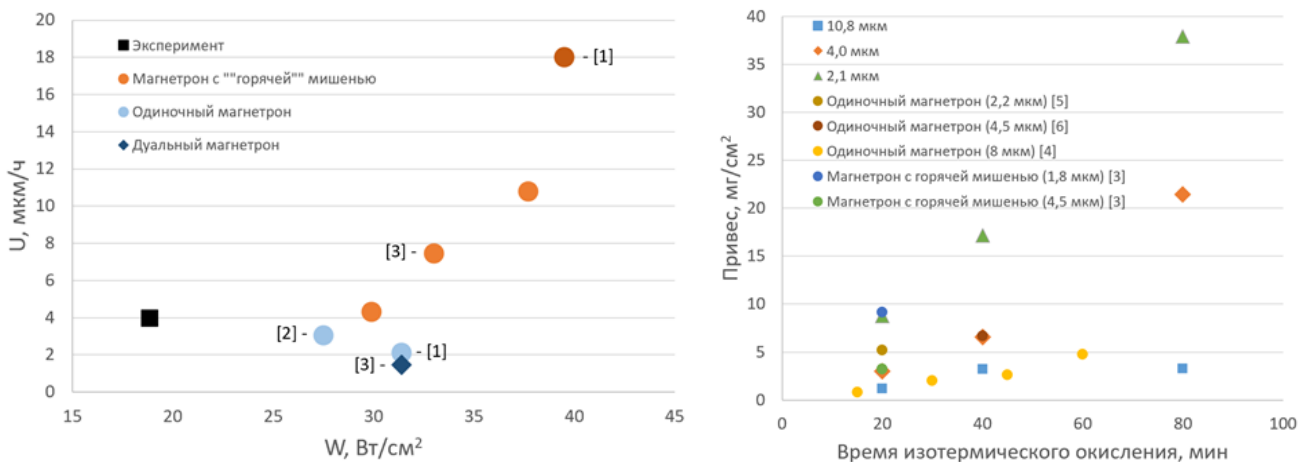


Рис. 1. Зависимость скорости осаждения Cr покрытий от плотности мощности распыления (слева); кинетика окисления на воздухе (1100 °С) Zr сплава с Cr покрытиями различной толщины (справа)

Исследование выполнено в рамках выполнения гранта Президента РФ (проект № МК-3570.2022.4).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Kashkarov E. B. et al. Influence of coating parameters on oxidation behavior of Cr-coated zirconium alloy for accident tolerant fuel claddings //Corrosion Science. – 2022. – Т. 203. – С. 110359.
2. Sidelev D. V. et al. A comparative study on the properties of chromium coatings deposited by magnetron sputtering with hot and cooled target //Vacuum. – 2017. – Т. 143. – С. 479-485.
3. Kashkarov E. B. et al. Chromium coatings deposited by cooled and hot target magnetron sputtering for accident tolerant nuclear fuel claddings //Surface and Coatings Technology. – 2020. – Т. 389. – С. 125618.
4. Syrtanov M. S. et al. High-temperature oxidation of Zr1Nb zirconium alloy with protective Cr/Mo coating //Surface and Coatings Technology. – 2022. – Т. 439. – С. 128459.
5. Sidelev D. V. et al. Nickel-chromium (Ni–Cr) coatings deposited by magnetron sputtering for accident tolerant nuclear fuel claddings //Surface and Coatings Technology. – 2019. – Т. 369. – С. 69-78.
6. Sidelev D. V. et al. A comparative study on high-temperature air oxidation of Cr-coated E110 zirconium alloy deposited by magnetron sputtering and electroplating //Surface and Coatings Technology. – 2022. – Т. 433. – С. 128134.

ПРОБЛЕМЫ ПЕРЕХОДА К ЗАМКНУТОМУ ЯДЕРНО-ТОПЛИВНОМУ ЦИКЛУ

К.Р. Чеботарев

Ленинградская АЭС

Россия, г. Сосновый Бор, 188540

E-mail: krc1@tpu.ru

В соответствии с энергетической стратегией России [1, 2] планируется рост доли электроэнергии, вырабатываемой атомными станциями. Повышение эффективности использования нового ядерного топлива и переработки облученного возможно добиться только при замыкании ядерного топливного цикла (ЯТЦ).

Возможные варианты реализации ядерного топливного цикла:

1. Частично замкнутый цикл с развитием реакторной технологии ВВЭР, но с добавлением новой инфраструктуры к существующей. В этом случае доля топлива из регенерированного урана вначале существенно увеличивается. Поскольку мощности завода ограничены, а мощности АЭС постоянно растут, то поддержание на постоянном уровне доли регенерированного урана в структуре загружаемого топлива невозможно;

2. Открытый ЯТЦ с развитием реакторной технологии ВВЭР и полным исключением переработки ОЯТ. Реализация аналогична варианту № 1. Однако отработавшее ядерное топливо не перерабатывается, а в реакторы ВВЭР загружается только топливо, произведенное из нового уранового сырья;

3. Замкнутый по урану и плутонию для реактора типа ВВЭР-1200/ТОИ с использованием РЕМИКС-топлива. В первую очередь перерабатывается ОЯТ ВВЭР шестилетней выдержки. В случае недостатка перерабатывающих мощностей такое ОЯТ транспортируется в долговременное хранилище. При появлении избыточных мощностей перерабатывающих заводов используется ОЯТ ВВЭР из долговременного хранилища, а извлеченный плутоний расходуется на изготовление МОКС-топлива для быстрых реакторов или складировается. По сравнению с открытым топливным циклом, такой подход позволит сократить потребность в природном уране и существенно снизить объемы накопленного ОЯТ в долговременных хранилищах;

4. Двухкомпонентная атомная энергетика с замкнутым ЯТЦ по урану и плутонию для реакторов типа ВВЭР-1200/ТОИ и БН-1200 с частичным и полным использованием МОКС-топлива соответственно. При переработке ОЯТ реакторов ВВЭР, извлекаемый уран дополнительно обогащается и возвращается в реактор в виде топлива с регенерированным ураном с заменой одной трети от загрузки активной зоны на МОКС-топливе. Полученный при переработке ОЯТ реакторов ВВЭР и БН плутоний используется для получения МОКС-топлива и последующей загрузкой в реактор БН-1200. Поэтому использование нового топлива постепенно прекращается. Однако, реализация данного варианта требует строительства необходимой инфраструктурой и увеличения доли реакторов ВВЭР-1200/ТОИ и БН-1200.

Основная проблема при переходе к замкнутому ЯТЦ - разработка технологий, модернизация и строительство новых предприятий. Все это приведет к увеличению генерации радионуклидов и повышению радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду в основном за счет добычи урана и переработки ОЯТ.

Для выбора варианта реализации ЯТЦ также необходимо ранжировать по субъективной важности экономические и стоимостные характеристики, а также характеристики безопасности и ресурсосбережения. При такой оценке безопасность перспективного ЯТЦ может иметь меньшую значимость.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Энергетическая стратегия России на период до 2030 года: утверждена распоряжением Правительства Российской Федерации от 13.11.2009 № 1715-р.
2. Энергетическая стратегия России на период до 2035 года: утверждена распоряжением Правительства Российской Федерации от 09.06.2020 № 1523-р.
3. Курындин А. В., Поляков Р. М., Позин А. В. Комплексный сравнительный анализ безопасности реализации открытого и замкнутого ядерных топливных циклов в Российской Федерации. Методология и результаты. Труды НТЦ ЯРБ. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2021 г. – 59 с.: ил.
4. Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года». – URL: <http://www.ФЦП-ЯРБ2030.рф> (дата обращения: 25.08.2022).
5. Иванов К. В., Крюков О. В., Хаперская А. В. Ремикс-ЯТЦ: Варианты, временные рамки и технико-экономические оценки эффективности / Сборник докладов отраслевой конференции по теме: «Замыкание топливного цикла ядерной энергетике на базе реакторов на быстрых нейтронах». 11–12 октября 2018 г., г. Томск.

СИНТЕЗ ГИДРОЗОЛЯ Re_2S_7 И ИССЛЕДОВАНИЕ ЕГО СВОЙСТВ

Е.А. Исаева, Н.Б. Егоров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: egorov@tpu.ru

В системе рений-сера установлено существование следующих сульфидов – ReS_2 , Re_2S_5 , ReS_3 и Re_2S_7 . Из них наиболее устойчивыми являются Re_2S_7 и ReS_2 . В промышленности их используют в качестве катализаторов в процессах органического синтеза, где Re_2S_7 проявляет большую каталитическую активность, чем ReS_2 . Другой областью применения Re_2S_7 является медицина, где используются наночастицы Re_2S_7 , меченные гамма-излучающими радионуклидами ($^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{188}Re , ^{186}Re) применяются для диагностики и терапии. Наночастицы Re_2S_7 являются рентгеноаморфными и хорошо адсорбируют другие атомы и молекулы, поэтому их используют в виде гидрозоля.

Синтез гидрозоля Re_2S_7 проводят в водных растворах, содержащих перренаты натрия, калия или аммония, при добавлении к ним таких сульфидирующих реагентов, как сероводород, сульфиды щелочных металлов или аммония, тиосульфат натрия или тиоацетамид. Синтез осуществляется в сильнокислой среде, при котором образуется значительное количество элементарной серы, которая адсорбирует Re_2S_7 . Это снижает его выход, требует дополнительной нейтрализации раствора и его очистки от элементарной серы. Мы предлагаем для получения гидрозоля Re_2S_7 использовать УФ-облучение водных растворов, содержащих тиосульфат натрия ($\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$) и перренат натрия (NaReO_4).

При УФ-облучении раствора, содержащего $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$ и NaReO_4 , бесцветный раствор приобретает сначала желтый, а затем темно-коричневый цвет. Скорость окрашивания раствора зависит от концентрации солей и времени облучения. С использованием спектрофотометрии определено, что продукты фотохимической реакции поглощают при ~ 300 нм, $\lambda_{\text{макс}} \sim 415$ нм, $\lambda_{\text{макс}} \sim 480$ нм и $\lambda_{\text{макс}} \sim 610$ нм. С учетом литературных данных полосы поглощений, наблюдаемые в электронных спектрах, отнесены нами к светопоглощению тиоперренат-ионов.

Фотолиз данной смеси более 8 часов приводит к образованию в ней черно-коричневого осадка. Идентификацию полученного осадка проводили с использованием элементного анализа, методами ЭПР и РФЭС. Результаты количественного анализа показывают, что стехиометрическое соотношение между рением и серой в полученном осадке составляет 1:3.69 ($\text{Re}_2\text{S}_{7,38}$). Согласно данным ЭПР рений, входящий в состав осадка, имеет нечетную степень окисления. Спектры РФЭС осадка, полученного фотохимическим способом, сравнивали со спектрами Re_2S_7 , синтезированного по сульфидному и тиоацетамидному способам. Спектры РФЭС исследованных образцов одинаковы по своей структуре и близки по энергетическим параметрам.

Таким образом, полученные результаты позволяют утверждать, что при УФ-облучении смеси водных растворов, содержащих $\text{Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$ и NaReO_4 , образуется Re_2S_7 .

Размеры и морфология полученного фотохимическим способом Re_2S_7 была изучена методами электронной спектроскопии и лазерной дифракции. Электронные микрофотографии и диаграммы распределения наночастиц Re_2S_7 показывают, что в начальный момент времени (от 1 до 5 мин) в растворе происходит формирование частиц, имеющих шаровидную форму и размеры от 20 до 100 нм.

Работа выполнена при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 20-33-90217.

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ РАДИАЦИОННОГО РАЗОГРЕВА МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ ИГР

Н.Е. Мухамедов, Г.А. Витюк, Р.Е. Келсингазина, С.А. Должиков, И.Н. Богомолова
Филиал «Институт атомной энергии» Национального ядерного центра Республики Казахстан,
Республика Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбит атом, 10, 071100
E-mail: kelsingazina@nnc.kz

Одной из ключевых ролей в решении проблемы обеспечения безопасной эксплуатации объектов ядерной и термоядерной техники отводится исследованиям, направленным на изучение нейтронно-физических условий и степени радиационного разогрева конструкционных материалов при воздействии излучения. Для получения экспериментальных значений пороговых удельных энерговыделений, приводящих к деформации и разрушению материалов, необходимо их тестирование в условиях комплексного воздействия факторов эксплуатации. Получение экспериментальных данных о состоянии конструкционных материалов в условиях внутриреакторного облучения возможно на исследовательских реакторах. Нейтронно-физические характеристики исследовательского реактора ИГР обеспечивают такую возможность в различных режимах его эксплуатации.

Ранее на реакторе ИГР проводился цикл предварительных исследований по экспериментальному изучению влияния радиационного разогрева различных конструкционных материалов ядерных реакторов [1,2]. На основе имеющегося опыта, с 2021 года специалистами НЯЦ РК ведутся работы по получению экспериментальных данных для нового набора конструкционных материалов ядерной и термоядерной техники, а также по подробному изучению механизмов поведения материалов при воздействии реакторного излучения. Предполагается тестирование набора образцов конструкционных материалов в составе разработанного экспериментального устройства в активной зоне реактора ИГР.

Для обоснования возможности проведения облучательных экспериментов по исследованию радиационного разогрева исследуемых образцов в реакторе ИГР был проведен ряд нейтронно-физических и теплофизических расчетов. Установлено отношение энерговыделения в образцах к энерговыделению в реакторе, в результате чего выбраны оптимальные диаграммы изменения мощности реактора ИГР для проведения внутриреакторных испытаний. Составлена картограмма размещения образцов в испытательной секции экспериментального устройства. Определено изменение температуры в образцах и конструкционных материалах экспериментального устройства при облучении их в реакторе ИГР.

Таким образом, расчетным путем подтверждена возможность проведения экспериментов по исследованию радиационного разогрева нового набора конструкционных материалов ядерной и термоядерной техники на реакторе ИГР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Горин, Н.В. Измерение температуры радиационного разогрева конструкционных материалов излучением ИГР / Н.В. Горин, Я.З. Кандиев, А.И. Ульянов [и др.] // Атомная энергия. 2001. – Т. 90, вып. 1. – С. 17-21.
2. Горин, Н.В. Обработка результатов эксперимента по измерению температуры радиационного разогрева материалов излучением ИГР / Н.В. Горин, М.О. Садыкова, Н.Р. Садыков [и др.] // Известия Челябинского научного центра, 2002. – Вып. 4. – С. 21—27

ВЛИЯНИЕ ТОРИЙ-УРАНОВОГО ЯТЦ НА ДЛИТЕЛЬНОСТЬ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА РИТМ-200

С.В. Кирьянов, С. Алхассан, В.Н. Нестеров
Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

Одним из наиболее важных критериев оценки реакторных установок для атомных станций малой мощности (АСММ) является длительность кампании ядерного топлива, которая в значительной степени определяет уровень автономности атомного энергоисточника [1].

В данной работе проводилось исследование влияния нуклидного состава топливной загрузки на длительность кампании ядерного топлива реактора малой мощности РИТМ-200.

Рассмотрены три типа топливной композиции в силюминовой матрице с содержанием делящегося нуклида равным 18,6 %: $(U^{238}+U^{235})O_2$; $(Th^{232}+U^{235})O_2$; $(Th^{232}+U^{233})O_2$. Изменение нуклидного состава измеряется через каждые 50 эффективных суток, при этом на каждом этапе производилась компенсация запаса реактивности карбидом бора. На рисунке 1 представлена зависимость запаса реактивности от длительности кампании ядерного топлива для различных топливных композиций.

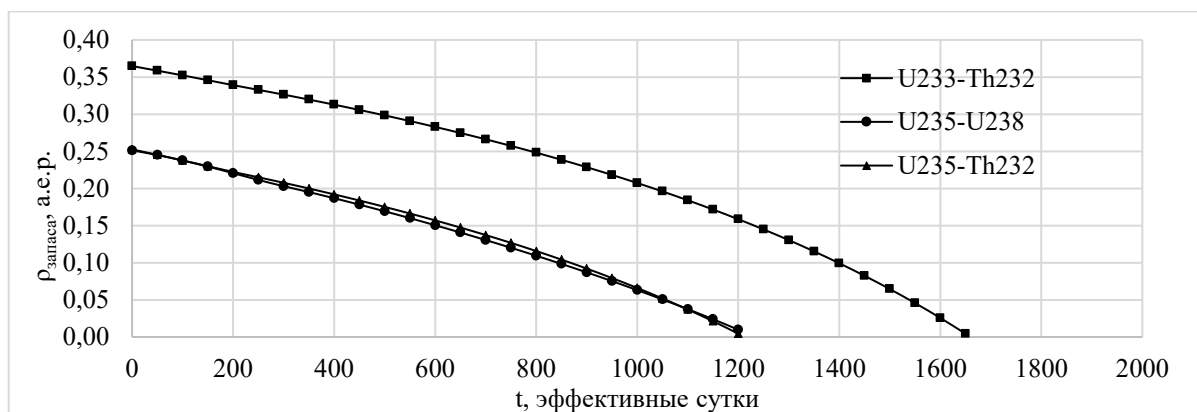


Рис.1. Изменение запаса реактивности в процессе кампании ядерного топлива различных композиций

Запас реактивности в начале кампании ядерного топлива для композиций $(U^{238}+U^{235})O_2$, $(Th^{232}+U^{235})O_2$ и $(Th^{232}+U^{233})O_2$ составил 0,251 а.е.р., 0,253 а.е.р., и 0,364 а.е.р., соответственно. Длительность кампании ядерного топлива составила 1200 эффективных суток для топливных композиций $(U^{238}+U^{235})O_2$ и $(Th^{232}+U^{235})O_2$ и 1650 эффективных суток для топливной композиции $(Th^{232}+U^{233})O_2$.

Таким образом, использование топливной композиции $(Th^{232}+U^{235})O_2$ вместо стандартной $(U^{238}+U^{235})O_2$ для данного реактора для увеличения длительности кампании ядерного топлива не имеет смысла. Использование же топливной композиции $(Th^{232}+U^{233})O_2$ позволяет увеличить длительность кампании ядерного топлива на 450 эффективных суток, что при КИУМ равном 0,65 позволяет работать без перегрузки ядерного топлива на ≈ 692 дня дольше.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Мельников Н.Н. Реакторные установки для энергоснабжения арктических регионов России: оценка приоритетности атомных энергоисточников / Мельников Н.Н., Гусак С.А., Наумов В.А. // Вестник Мурманского государственного технического университета. – 2017 – С. 21-30

ОЦЕНКА ПЛОТНОСТИ ПОТОКА ПОВРЕЖДАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ ГТ-МГР

С.П. Кудеев, В.Н. Нестеров, С.В. Белявский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: spk5@tpu.ru

В связи с высокими темпами развития атомной промышленности появляются всё новые требования, предъявляемые к энергетическим, исследовательским, коммерческим и другим ядерным реакторам.

Одним из вариантов, удовлетворяющих многим из этих условий, является газотурбинный модульный гелиевый реактор (ГТ-МГР), относящийся к высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам (ВТГР). Отличительными особенностями ГТ-МГР являются потенциально довольно высокий КПД, повышенная безопасность по сравнению с ВВЭР, а также в потенциал использования торий-уранового и уран-плутониевого топливных циклов.

В настоящей работе проведён анализ нейтронно-физических свойств и проектных характеристик реактора ГТ-МГР, на основе чего подготовлены данные для решения уравнения диффузии нейтронов многогрупповым методом. Построен спектр плотности потока нейтронов итерационным методом, показавшим сходимость. Из полученного спектра определена плотность потока повреждающих нейтронов.

Проведена оценка изменения спектра плотности потока повреждающих нейтронов с течением кампании ядерного топлива, которая составила 1050 эффективных суток, что согласовывается с проектными данными в 1080 эффективных суток.

Определён выработанный ресурс реакторного графита в двух случаях: при отсутствии коэффициентов неравномерности плотности потока нейтронов по активной зоне и при наличии аксиального коэффициента неравномерности. При этом в первой ситуации графит марки ГР-280 практически вырабатывает свой ресурс, в связи с чем предложена концепция проведения перегрузки топливных блоков в середине кампании, что позволило снизить максимальный выработанный ресурс в обоих случаях примерно на 30 %: с 99,3 % до 67,3 % и с 79,5 % до 57,4 % при отсутствии и наличии аксиального коэффициента неравномерности соответственно.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ТОПЛИВНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

А.А. Кузнецова, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aak264@tpu.ru

Одним из приоритетных направлений развития атомной энергетики в России является создание высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов для получения водорода в процессе паровой конверсии метана. Применяемое ядерное топливо в виде керамики из диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, имеет низкую теплопроводность, высокую хрупкость и склонность к растрескиванию, короткий цикл использования (3-5 лет) и ограниченный ресурс по изотопу уран-235.

Перспективным является дисперсионное ядерное топливо (ДЯТ) в виде топливных оксидных композиций (ТОК), включающих оксиды делящихся металлов (уран, торий и др.), равномерно распределенных в оксидной матрице, имеющей высокую теплопроводность и малое поперечное сечение поглощения нейтронов [1].

Применяемые методы получения ТОК (раздельное получение и механическое смешение, «золь-гель» и др.) многостадийны, продолжительны, дают неравномерное распределение фаз, требуют использования химических реагентов, имеют высокие энерго- и трудозатраты.

Применение воздушной газоразрядной плазмы для плазмохимического синтеза ТОК из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР) обеспечивает одностадийность, высокую скорость, равномерное распределение и требуемый состав фаз без дополнительного водородного восстановления [2].

В работе представлены результаты исследования процесса плазмохимического синтеза ТОК из диспергированных растворов ВОНР, включающих органический компонент (этанол, ацетон), водные нитратные

растворы делящихся (уран, торий) и матричных (магний, иттрий) металлов. Определены составы растворов ВОНР и режимы их переработки, обеспечивающие в воздушно-плазменном потоке получение наноструктурных оксидных композиций «диоксид урана – диоксид тория – оксид магния».

Полученные результаты могут быть использованы при создании энергоэффективной технологии плазмохимического синтеза топливных оксидных композиций для уран-ториевого дисперсионного ядерного топлива для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов для производства водорода.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.
2. Шаманин И.В., Каренгин А.Г., Каренгин А.А., Новоселов И.Ю. Плазмохимический синтез и исследование наноразмерных оксидных композиций, имитирующих уран-ториевое дисперсионное ядерное топливо // Атомная энергия. – 2021. – Т. 131. – №. 1. – С. 46-49.

ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ НАНОСТРУКТУРНЫХ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАНОВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

С.Ю. Кузнецов, А.А. Каренгин, Д.М. Беляков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: sergey_kuz_0908@mail.ru

Основу атомной энергетики в России в XXI веке еще будут составлять АЭС с реакторами на тепловых нейтронах, использующих керамическое ядерное топливо из диоксида урана, обогащенного по изотопу уран-235, у которого наряду с достоинствами есть и серьезный недостаток – низкая теплопроводность [1].

В аварийных ситуациях без охлаждения это приведет к повышению температуры топлива, развитию пароциркониевой реакции циркониевых оболочек тепловыделяющих элементов и их разрушению. Решением этой проблемы является создание устойчивого к аварийным ситуациям толерантного ядерного топлива (Accident Tolerant Fuel) [2].

Представляет интерес использование уранового ATF-топлива в виде диоксида урана, равномерно распределенного в оксидной матрице с высокой теплопроводностью и низким поперечным сечением поглощения нейтронов. Плазмохимический синтез топливных оксидных композиций (ТОК) в воздушно-плазменном потоке из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны), имеет, в отличие от применяемых методов (раздельное получение и механическое смешение, золь-гель и др.), следующие преимущества: одностадийность, высокая скорость, гомогенное распределение фаз с заданным стехиометрическим составом, возможность активно влиять на размер и морфологию частиц, низкие энергозатраты [2].

В работе представлены результаты исследований процесса плазмохимического синтеза ТОК из диспергированных растворов ВОНР, включающих ацетон и смешанные водные нитратные растворы неодима (вместо урана) и магния.

В ходе исследований проводились лазерная дифракция водных суспензий ТОК, сканирующая электронная микроскопия, БЭТ-анализ и рентгенофазовый анализ полученных порошков.

Установлено, что при расходе воды на «закалку» (2,8 кг/с) и частоте диспергатора (35 Гц) увеличение содержания матрицы в виде оксида магния 5, 10, 15, 20, 30 и 50 % в составе ТОК «Nd₂O₃–MgO» приводит: соответственно к образованию частиц ТОК в водных суспензиях размером 13,0; 9,4; 7,3; 6,8; 5,1 и 4,7 мкм. При этом удельная поверхность полученных порошков составляет 19,5; 18,0; 17,1; 15,2; 14,6 и 11,2 м²/г а размер «зерен» в

частицах ТОК – 39; 42; 45; 53; 56; 73 и 123 нм., что подтверждает плазмохимический синтез наноразмерных ТОК из диспергированных растворов ВОНР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.
2. Шаманин И.В., Каренгин А.Г., Каренгин А.А., Новоселов И.Ю. Плазмохимический синтез и исследование наноразмерных оксидных композиций, имитирующих уран-ториевое дисперсионное ядерное топливо // Атомная энергия. – 2021. – Т. 131. – №. 1. – С. 46-49.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ УСЛОВИЙ НЕЙТРОННО-ТРАНСМУТАЦИОННОГО ЛЕГИРОВАНИЯ МОНОКРИСТАЛЛИЧЕСКОГО КРЕМНИЯ БОЛЬШОГО ДИАМЕТРА.

Н.К. Романова, К.С. Киселёв

Республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения институт ядерной физики
министерства энергетики Республики Казахстан
Республика Казахстан, г. Алматы ул. Ибрагимова, д.2, 050032

E-mail: romanova@inp.kz

Бурное развитие электронной промышленности и «зеленых» технологий повышает спрос на полупроводники с устойчивыми электрофизическими характеристиками. А одним из эффективных методов легирования полупроводников является нейтронно-трансмутационное легирование. Экономическая выгода легирования возрастает с увеличением диаметра слитка кремния. Исходя из этого, на реакторе ВВР-К планируется облучать слитки монокристаллического кремния диаметром более 220 мм [1]. Из-за наличия градиента плотности потока нейтронов по высоте и диаметру активной зоны необходимо разработать облучательное устройство, формирующее равномерное нейтронное поле. Условия облучений [2] будут смоделированы на критическом стенде и проведены исследования разработанного устройства, которое позволит снизить неравномерность поля нейтронов в облучательной позиции реактора ВВР-К.

В настоящей работе приведены результаты численного моделирования облучательной позиции в реакторе ВВР-К без и с облучательным устройством. Моделирование проведено с помощью программного комплекса MCU-REA и библиотеки ядерно-физических данных DLC/MCUDAT -2.1 [3,4].

Работа выполнена в рамках научно-технической программы министерства энергетики Республики Казахстан № BR09158958.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Романова Н.К., Гизатулин Ш.Х., Мартюшов А.Л., Накипов Д.А., Чакров П.В., Takemoto N., Kimura N., Saito T., Tsuchiya K. Исследование возможности трансмутационного легирования кремния на реакторе ВВР-К. // Материалы 11-ой Международной конференции «Взаимодействие излучений с твёрдым телом» (IRS-2015). – г. Минск Республика Беларусь, 2015. – С.147-148. Режим доступа: <http://elib.bsu.by/handle/123456789/120129>
2. Романова Н. К., Айткулов М. Т. Гизатулин Ш. Х., Дюсамбаев Д. С., Мартюшов А. Л., Накипов Д. А., Сайранбаев Д. С., Шаймерденов А. А. Оценка условий облучения слитков кремния в реакторе ВВР-К. // Использование рассеяния нейтронов в исследовании конденсированных сред: Тр. Междунар. конференции РНИКС-2021. – г. Екатеринбург, 2021. – Режим доступа: <http://rniks2021.imp.uran.ru/sites/default/files/RNIKS-book.pdf>. – С.195-196.
3. Гуревич М.И., Шкаровский Д.А. Расчет переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCU. Учебное пособие. – М.: Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2012. – 154 с.
4. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В. И., Гомин Е.А., Калугин М.А., Майоров Л.В. и др. Программа MCU-REA с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.1. // Вопросы атомной науки и техники. - Серия: Физика ядерных реакторов: научно-технический сборник. – 2001. - Т.3 – С.55-62.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ПРОВЕДЕНИЯ РАДИОМЕТРИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ НА РЕАКТОРЕ ИРТ-Т

Д.А. Мошкин, Н.В. Смольников, М.Н. Аникин, И.И. Лебедев
Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050
e-mail: dam41@tpu.ru

Для охвата наибольшего диапазона возможных направлений проведения радиометрических испытаний необходим достаточно сильный источник ионизирующего излучения. Таким источником выступает исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т, в нем проводятся радиометрические испытания различного уровня сложности, для этих целей были разработаны экспериментальные каналы, которые обладают отличными характеристиками для возможности применения во всех возможных областях использования ионизирующего излучения.

Однако на данный момент для некоторых экспериментальных каналов отсутствует актуальная информация о параметрах нейтронных полей. Отсутствие данной информации напрямую влияет на качество радиометрических испытаний, а также на возможное влияние опасных для жизни факторов на обслуживающий персонал исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т.

Для решения существующей проблемы необходимо в первую очередь актуализировать существующую модель реактора ИРТ-Т в программном обеспечении MCU на основе чертежа фланца активной зоны. На основе актуализированной модели было проведено расчетное определение параметров нейтронных полей в экспериментальных каналах, построено распределение нейтронов, рассчитан спектр нейтронов и вычислена кадмиевая разность.

Среднеквадратичное отклонение экспериментальных значение от расчетных составило 23,34%. Это доказывает правильность проведения эксперимента, обработки данных, а также верность значений, полученных в актуализированной модели экспериментальных каналов реактора ИРТ-Т в программном обеспечении MCU.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКАЯ И ТЕПЛОФИЗИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА РАБОТЫ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 НА ТОРИЕВОМ КОМПОЗИТЕ

А.А. Баталов, Кнышев В.В.
Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050
E-mail: batalov_aleksey_z@mail.ru

Запасы энергетических ресурсов, оставшиеся после многовекового человеческого использования, с каждым днём приближаются к полному истощению, что мотивирует науку на поиск новых источников электроэнергии. И лишь в прошлом веке И.В. Курчатов и другие учёные предложили новый источник энергии – энергию мирного атома. Основным ресурсом в этой ветви энергетики является уран, однако по современным подсчётам его запасы примерно составляют около 16 миллионов тонн, что с современным уровнем использования хватит примерно на 300 лет [1]. Так что в связи с возможностью перехода на альтернативные источники энергии ядерным станциям не хватит ресурсов для обеспечения. Предлагается введение в эксплуатацию нового торийсодержащего топлива в качестве замены уранового и плутониевого в ЯР типа ВВЭР-1000, имеющих наибольшее распространение на территории России.

На рис.1 представлены графики энерговыработки (а) и наработки вторичного топлива (б) для трёх реакторов на урановом топливе (1), на ториевом с нормальной геометрией ячейки (2), на ториевом с изменённой геометрией.

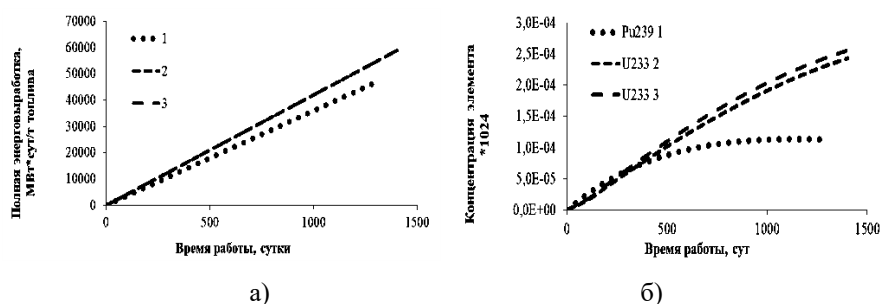


Рис.1. графики энерговыработки (а) и наработки вторичного топлива (б) для трёх реакторов на урановом топливе (1), на ториевом с нормальной геометрией ячейки (2), на ториевом с изменённой геометрией

Из анализа энерговыработки (а) следует, что при использовании ториевого топлива можно получить больше электроэнергии, а также увеличить время работы реактора по сравнению с урановым топливом. Из второго рисунка (б) следует, что при работе будет нарабатываться большее количество вторичного топлива, которое возможно применить для продления замкнутого цикла. По результатам теплофизических расчётов было получено, что максимальная температура в ториевом топливе уменьшится на 400°K по сравнению с урановым, что снизит нагрузку на реактор и обезопасит его использование. Максимальная температура в топливе составит 1430°K.

С учётом полученных результатов по нахождению оптимальной геометрии могут быть рекомендованы для применения нового топлива следующие оптимальные параметры: водно-топливное отношения 2,0, при котором максимальное время кампании уменьшится на 50,5 суток, но при этом скорость теплоносителя будет в пределах допустимых норм (до 9 м/с).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сколько урана на земле и каковы запасы на будущее // Источники энергии - интернет-журнал про энергию. Электронная ссылка <https://beelead.com/skolko-urana-na-zemle/>

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ УЛЬТРАЗВУКА ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

И.А. Пастухова, Н.М. Лебедев, А.Н. Грот

ООО «Александра-Плюс»

Россия, г. Вологда, ул. Благовещенская, д. 102, 160004

E-mail: pastukhova@alexplus.ru

При эксплуатации ядерных реакторов на наружных поверхностях тепловыделяющих элементов возможно накопление оксидных и иных отложений. Это может привести к перегреву и разгерметизации оболочек ТВЭЛов с отрицательными последствиями для радиационной безопасности. С целью обеспечения надежной эксплуатации топлива применяются специальные технологии отмывки ТВС. Интенсивное излучение от ТВС обуславливает необходимость проведения отмывок непосредственно в приреакторном БВ топлива.

Ультразвуковое воздействие на технологические среды и обрабатываемые материалы позволяет значительно улучшить качество готовых изделий при фабрикации реакторного топлива. Например, ультразвук может быть применен на различных этапах подготовки сыпучих материалов. В результате промышленного опробования технологии ультразвуковой резонансной обработки трубок улучшается геометрическая форма каркаса ТВС, происходит релаксация напряжений и, соответственно, уменьшаются деформации ТВС при ее эксплуатации.

После применения ультразвука значительно повышается эффективность очистки различного оборудования и отдельных элементов в атомном машиностроении, энергетике и других областях. Повышение плотности и прочности позволяет рекомендовать метод ультразвуковой обработки при изготовлении ТВЭЛов из труднопрессуемых

материалов, например, при изготовлении таблеток из МОХ-топлива. Кроме того, наложение ультразвуковых колебаний на твэльные трубки целесообразно при изготовлении твэлов с полным заполнением и – особенно – с кольцевым заполнением порошковым топливом.

Разработки «Александры-Плюс» защищены патентами на изобретения, авторами которых являются более 50 ведущих специалистов как в области ультразвуковых технологий, так и в отраслях, где они внедряются. Специалистами фирмы разработано более сотни ультразвуковых излучателей различной конструкции, на основе применения которых создано более 800 моделей оборудования. Оборудование поставлено в 11 стран.

За последние несколько лет ультразвуковое оборудование фирмы доказало свои преимущества в сравнении с лучшими мировыми аналогами и широко применяется на предприятиях объединений «Казахмыс», «Казцинк» и «Казхром».

Отличительной особенностью разработок фирмы является широкое использование резонансных эффектов в ультразвуковой области колебаний (особенно для массивных деталей), что позволяет значительно повысить эффективность создаваемого оборудования при существенном снижении энергопотребления.

СИНТЕЗ ТВЁРДЫХ РАСТВОРОВ ГЕКСАБОРИДОВ La-Pr-Tb

А.В. Славинская¹, Е.С. Новосёлов², С.П. Журавков¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет),
Россия, г. Санкт-Петербург, Московский пр., 24-26/49 лит. А, 190013

E-mail: slavinskaya@tpu.ru

Гексабориды РЗМ являются перспективными материалами для термоэлектронной эмиссии, хорошими поглотителями инфракрасного излучения в ближнем диапазоне (900–2200 нм), а также для создания сверхвысокотемпературных конструкционных материалов. Использование гексаборидов в данных областях применения связано с необходимостью перехода к материалам с регулируемыми свойствами: механической прочностью, теплопроводностью, электропроводностью, поглощением электромагнитного излучения, термодинамической устойчивостью, работой выхода электрона [1]. Одним из способов регулирования свойств материалов является использование твёрдых растворов гексаборидов РЗМ с различным соотношением компонентов. Целью работы было получение ряда смешанных боридов лантана, тербия и празеодима боротермическим методом. В ходе работы были получены системы состава $((La_{0,5}Tb_{0,5})_xPr_{(1-x)})B_6$, где $x = 0,2 \div 0,9$, составы по массе приведены в таблице 1.

Таблица 1. Состав смесей по массам компонентов

№	Состав	Масса оксида лантана, г	Масса оксида тербия, г	Масса оксида празеодима, г	Масса бора, г
1	$((La_{0,5}Tb_{0,5})_{0,2}Pr_{0,8})B_6$	0,845	0,900	7,049	4,277
2	$((La_{0,5}Tb_{0,5})_{0,3}Pr_{0,7})B_6$	1,254	1,337	6,104	4,213
3	$((La_{0,5}Tb_{0,5})_{0,4}Pr_{0,6})B_6$	1,654	1,764	5,178	4,120
4	$((La_{0,5}Tb_{0,5})_{0,5}Pr_{0,5})B_6$	2,047	2,182	4,271	4,088
5	$((La_{0,5}Tb_{0,5})_{0,6}Pr_{0,4})B_6$	2,432	2,592	3,383	4,028
6	$((La_{0,5}Tb_{0,5})_{0,7}Pr_{0,3})B_6$	2,809	2,994	2,512	3,968
7	$((La_{0,5}Tb_{0,5})_{0,8}Pr_{0,2})B_6$	3,178	3,388	1,658	3,910
8	$((La_{0,5}Tb_{0,5})_{0,9}Pr_{0,1})B_6$	3,541	3,775	0,821	3,853

Расчёт производили с учётом экспериментально определённых потерь масс оксидов при температурной обработке. В качестве исходных компонентов использовали оксиды лантана, тербия, празеодима и аморфный бор. Для лучшего смешивания компонентов к порошкам добавляли изопропиловый спирт (ИПС). Смешивание проводили с помощью мелющих тел в турбулентной мешалке в течение четырёх часов. После окончания перемешивания смеси просушили при температуре 30 °С под вакуумом для удаления ИПС. Затем из смесей сформировали таблетки при давлении 1,5 МПа. Синтез проводили в вакуумной печи при давлении 10^{-2} Па и температуре 1650 °С в течение двух часов. Состав полученных смесей исследовали с помощью рентгенофазового анализа и энергодисперсионной рентгеновской спектроскопии. Дисперсность и морфологию изучали с помощью электронной микроскопии. По результатам анализов установили, что системы состоят исключительно из гексаборидов, синтезированные соединения представляют собой агломераты крупных частиц с размером около 250 мкм и все составы имеют схожую морфологию.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Makeev K. M. et al. Obtaining of crystals of polyelemental solid solutions of rare earth hexaborides //Technical Physics Letters. – 2016. – Т. 42. – №. 1. – С. 1-3.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ТОЛЕРАНТНОГО REMIX-ТОПЛИВА

А.А. Суняйкина, А.А. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: suniaikina.anna2000@yandex.ru

Одним из приоритетных направлений развития атомной энергетики в России является использование уран-плутониевого ядерного топлива (REMIX-топлива) в виде топливных оксидных композиций (ТОК), получаемых из неразделенной смеси водных нитратных растворов урана и плутония, образующейся при переработке отработавшего ядерного топлива. Однако у этого топлива, наряду с достоинствами есть и серьезный недостаток – низкая теплопроводность [1]. В аварийных ситуациях без охлаждения это приведет к повышению температуры топлива, развитию пароциркониевой реакции и разрушению циркониевых оболочек ТВЭЛов. Решением этой проблемы является создание устойчивого к аварийным ситуациям уранового толерантного REMIX-топлива, включающего делящиеся материалы из диоксида урана и плутония, равномерно распределенные в оксидной матрице с высокой теплопроводностью и малым поперечным сечением поглощения нейтронов [2].

В работе представлены результаты экспериментальных исследований процесса плазмохимического синтеза модельных оксидных композиций (МОК) из диспергированных растворов ВОНР, включающих ацетон и водные нитратные растворы неодима (вместо урана), самария (вместо плутония) и иттрия. В ходе исследований проводились лазерная дифракция водных суспензий МОК, сканирующая электронная микроскопия, БЭТ-анализ и рентгенофазовый анализ полученных порошков.

Показано, что увеличение массовой доли матрицы (Y_2O_3) в составе МОК «оксид неодима–оксид самария–оксид иттрия» от 10 до 30 % (при $f_d = 50$ Гц, $Q_{об} = 2,8$ кг/с, $\alpha = Nd_2O_3/(Nd_2O_3+Sm_2O_3) = 0,1$) приводит к снижению размера частиц в водных суспензиях после узла «мокрой» очистки с 12,1 до 11,2 мкм. При этом удельная поверхность порошков ($S_{уд}$) увеличивается с 5,5 г до 7,8 м²/г, а размер «кристаллитов» в них снижается с 47 до 115 нм.

Увеличение массовой доли матрицы (Y_2O_3) с 10 до 30 % в составе МОК (при $f_d = 50$ Гц, $Q_{ов} = 2,8$ кг/с, $\alpha = 0,3$) также приводит к снижению размера частиц в водных суспензиях с 13,6 до 10,2 мкм. При этом $S_{уд}$ порошков увеличивается с 6,9 до 8,6 м²/г, а размер «кристаллитов» в них снижается с 118 нм до 93 нм.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании энергоэффективной технологии плазмохимического синтеза наноструктурных топливных оксидных композиций из растворов ВОНР для толерантного REMIX-топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

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

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ПЛУТОНИЙ-ТОРИЕВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ТОПЛИВА

К.С. Иванов, Д.С. Щербина, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ksi5@tpu.ru

При использовании топливных оксидных композиций (ТОК), включающих изотопы плутоний-239 и торий-232, отпадает необходимость в дорогостоящем изотопном обогащении и появляется возможность создания ядерных энергетических установок для «сжигания» накопленных запасов оружейного плутония. Однако у этого топлива есть серьезный недостаток – низкая теплопроводность [1]. В аварийных ситуациях без охлаждения топлива это приведет к повышению температуры, развитию пароциркониевой реакции и разрушению оболочек ТВЭЛов. Решением этой проблемы является создание устойчивого к аварийным ситуациям плутоний-ториевого толерантного ядерного топлива (Accident Tolerant Fuel), включающего диоксиды плутония и тория, равномерно распределенные в оксидной матрице с высокой теплопроводностью и малым поперечным сечением поглощения нейтронов.

В отличие от применяемых методов получения топливных оксидных композиций (раздельное получение и механическое смешение, золь-гель и др.), плазмохимический синтез ТОК в воздушно-плазменном потоке из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны), имеет следующие преимущества: одностадийность, высокая скорость, гомогенное распределение фаз с заданным стехиометрическим составом, возможность активно влиять на размер и морфологию частиц, низкие энергозатраты [2].

В работе представлены результаты исследований процесса плазмохимического синтеза модельных оксидных композиций (МОК) из диспергированных растворов ВОНР, включающих ацетон и смешанные водные нитратные растворы самария (вместо плутония), церия (вместо тория) и магния. В ходе исследований проводились лазерная дифракция водных суспензий МОК, сканирующая электронная микроскопия, БЭТ-анализ и рентгенофазовый анализ полученных порошков.

Установлено, что при расходе воды на «закалку» (2,8 кг/с) и частоте диспергатора (50 Гц), увеличение массовой доли матрицы (MgO) с 10 до 30 % в составе МОК « $Sm_2O_3-Ce_2O_3-MgO$ » приводит при значениях $\alpha = Sm_2O_3/(Sm_2O_3+Ce_2O_3)$ к снижению размера частиц МОК в водных суспензиях после узла «мокрой» очистки с 9,4 до 7,4 мкм ($\alpha = 0,1$), с 12,9 до 5,3 мкм ($\alpha = 0,2$) и с 6,6 до 4,7 мкм ($\alpha = 0,3$). При этом размер «кристаллитов» в частицах не превышает 90 нм, что подтверждает возможность плазмохимического синтеза наноструктурных топливных оксидных композиций из диспергированных растворов ВОНР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.
2. Шаманин И.В., Каренгин А.Г., Каренгин А.А., Новоселов И.Ю. Плазмохимический синтез и исследование наноразмерных оксидных композиций, имитирующих уран-ториевое дисперсионное ядерное топливо // Атомная энергия. – 2021. – Т. 131. – №. 1. – С. 46-49.

ПЛАЗМОХИМИЧЕСКИЙ СИНТЕЗ ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАН-ТОРИЕВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Е.Д. Помесечная, Л.А. Шестакова, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: edp8@tpu.ru

В ходе многолетней работы предприятий ядерного топливного цикла в бассейнах-хранилищах накоплены миллионы тонн жидких радиоактивных отходов в виде иловых отложений (ИЛО), имеющими следующий состав: Fe (3-17 %), Si (2,8-8,5 %), Ca (0,2-3,2 %), Mg (1,0-2,8 %), Na (0,7-1,9 %), P (0,1-0,9 %), остальное вода [1]. Общими недостатками применяемых методов утилизации (химические, электрохимические, сорбционные и др.) и стабилизации ИЛО с переводом в устойчивые формы, препятствующие миграции радионуклидов, являются многостадийность, продолжительность и высокая стоимость [2,3]. Существенное снижение энергозатрат может быть достигнуто при переработке ИЛО в виде оптимальных по составу диспергированных ило-органических композиций (ИЛОК), включающих органический компонент (спирты, кетоны и др.) и имеющих адиабатическую температуру горения не менее 1500 К, что обеспечивает их энергоэффективную плазменную переработку [4].

В результате расчетов определен состав ИЛОК (40,0 % ИЛО : 15,5 % ДТ : 44,5 % Вода), имеющий $T_{ад} \approx 1500$ К. Проведено термодинамическое моделирование процесса при атмосферном давлении (0,1 МПа), широком диапазоне температур (300-4000) К и массовых долях воздушного плазменного теплоносителя (10...90) %. Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA». Показано, что при температурах до 1800 К и массовой доле воздуха 70 % и выше основными продуктами в конденсированной фазе являются простые и сложные оксиды металлов, включая магнитный оксид железа $Fe_3O_4(c)$, что позволит применить магнитное осаждение для извлечения этих продуктов.

По результатам проведенных исследований могут быть рекомендованы для практической реализации следующие условия: состав ИЛОК (40,0 % ИЛО : 15,5 % ДТ : 44,5 % Вода); массовое отношение фаз (70 % воздух : 18 % ИЛОК); температура (1500±200) К.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Орешкин Е.А., Каренгин А.Г., Шаманин И.В. // IV Международная школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов. – Томск: Изд-во ТПУ, 2013. – С. 18.
2. Шингарев Н.Э. и др. Способы обращения с илами водоемов-хранилищ радиоактивных отходов. // Экология и промышленность России. – 2000. – № 3. – С. 43-45.
3. Соболев И.А., Хомчик Л.М. Обезвреживание радиоактивных отходов на централизованных пунктах. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – С. 75-78.
4. Shekhovtsova A.P., Karengin A.G. Efficiency Assessment of Using Flammable Compounds from Water Treatment and Methanol Production Waste for Plasma Synthesis of Iron-Containing Pigments // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – 2016. – Vol. 142. Article number 012045. – P. 1.

ХАРАКТЕРИСТИКИ НЕЙТРОННЫХ ПОЛЕЙ В ФИЗЗАЛЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

М.Д. Пышкина, А.В. Васильев, А.А. Екидин

Институт промышленной экологии УрО РАН

Россия, г. Екатеринбург, ул. С. Ковалевской, 20, 620219

E-mail: marialpyshkina@gmail.com

Нейтронное излучение на исследовательских ядерных реакторах может быть обнаружено в первую очередь за биологической защитой реакторной установки. Поскольку изначально нейтроны имеют высокие энергии внутри активной зоны реактора и замедляются для эффективного взаимодействия с ядерным топливом, спектр за биологической защитой лежит во всем диапазоне энергий нейтронов от 0,025 эВ до 20 МэВ [1]. При оценке индивидуальной дозы необходимо знать не только энергетическое распределение плотности потока нейтронов, но и его угловое распределение [2]. Из-за сильной зависимости операционных величин от энергии нейтронов адекватные оценки индивидуальной эффективной дозы могут быть выполнены с использованием всех характеристик нейтронных полей.

Несмотря на то, что исследовательские ядерные реакторы в СССР строились по одному и тому же проекту, нейтронные поля в одной и той же точке реакторного зала на разных исследовательских ядерных реакторах имеют разные характеристики, что связано с разным составом активной зоны реактора и разным типом используемого ядерного топлива.

Измерения характеристик нейтронных полей выполнены на исследовательских ядерных реакторах ИВВ-2М в АО «Институт ядерных материалов», Заречный, Россия, и ИРТ-Т в Томском политехническом университете, Томск, Россия. Энергия и угловое распределение плотности потока нейтронов были измерены в точках, где установлена стационарная система измерения амбиентного эквивалента дозы нейтронов. Операционные величины и эффективная доза оценивались с использованием энергетического и углового распределений плотности потока нейтронного излучения.

Вклад нейтронного излучения в мощность дозы колеблется от 5 до 60 %. Энергетические распределения плотности потока нейтронов имеют разный вид, но тем не менее имеют быструю составляющую и тепловую. Угловое распределение плотности потока нейтронов в основном изотропное, но в некоторых случаях оно может быть направленным. Амбиентный эквивалент дозы варьируется от 51 до 137 пЗв·см². Поправочные коэффициенты для конкретных площадок уникальны для каждой реакторной установки в силу конструктивных особенностей и варьируются от 0,03 до 0,43.

Исследование выполнено за счет гранта Президента Российской Федерации, проект № МК-4027.2021.4.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical report series No. 403 – Vienna: IAEA, 2001. – 337 p.
2. Pyshkina M., Vasilyev A., Ekinin A. et al. Study of neutron energy and directional distribution at the Beloyarsk NPP selected workplaces // Nuclear Engineering and Technology. – 2020. – Vol. 53. – № 5. – P. 1723–1729.

РАССМОТРЕНИЕ ПУТЕЙ ПОЛУЧЕНИЯ ИЗОТОПОВ ДЛЯ РАДИОЭКОЛОГИИ МЕТОДОМ НЕЙТРОННОЙ АКТИВАЦИИ

А.С. Котляревская, М.С. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ask157@tpu.ru

В радиобиологии и радиоэкологии широко применяются короткоживущие изотопы различных элементов, которые служат маркерами для отслеживания переноса и усвоения представляющих интерес веществ. Содержание рассматриваемых радиоизотопов в естественной смеси крайне мало, а период полураспада зачастую составляет дни или часы, поэтому наиболее финансово и ресурсоэффективным методом их получения для исследовательских целей является наработка в непосредственной близости от места проведения исследования. Использование метода нейтронной активации примечательно тем, что позволяет задействовать в производстве изотопов как исследовательский ядерный реактор, так и циклотрон Томского политехнического университета.

В таблице 1 приведены краткие сведения о путях наработки некоторых радиоизотопов, описанных в литературе. Информация о сечениях реакции для соответствующих энергий нейтронов получена из базы данных ENDF/B-VIII.0.

Таблица 1. Реакции получения некоторых радиоизотопов

Реакция	Содержание исходного изотопа*, %	Материал мишени	Диапазон энергий нейтронов, эВ	Сечение реакции σ , барн
$^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$	94,99	S	$2 \cdot 10^6 - 10^7$	0,02–0,37
$^{31}\text{P}(n, \gamma)^{32}\text{P}$	100	P (красный)	$10^{-5} - 10$	8,4–0,01
$^{35}\text{Cl}(n, p)^{35}\text{S}$	75,76	NaCl, KCl, BaCl ₂	$10^{-5} - 10$	24–0,02
			$397 - 10^6$	34–6,5
$^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$	99,64	AlN	$10^{-5} - 750$	91–0,01
			$4,9 \cdot 10^5 - 10^7$	0,38–0,05
$^{81}\text{Br}(n, \gamma)^{82}\text{Br}$	49,31	KBr (безводный)	$10^{-5} - 500$	26,5–0,02
$^{23}\text{Na}(n, \gamma)^{24}\text{Na}$	100	Na ₂ CO ₃ (безводный)	$10^{-5} - 500$	26,5–0,006
			$2,6 \cdot 10^3 - 4,5 \cdot 10^3$	0,32–0,001
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	100	Al	$1,3 \cdot 10^6$	0,125
$^{50}\text{Cr}(n, \gamma)^{51}\text{Cr}$	4,35	Cr, K ₂ CrO ₄	$10^{-5} - 10^3$	774–0,07
			$3 \cdot 10^3 - 7,75 \cdot 10^5$	0,1–0,001
$^{45}\text{Sc}(n, \gamma)^{46}\text{Sc}$	100	Sc ₂ O ₃	$10^{-5} - 300$	1366–0,1
			$3,3 \cdot 10^3 - 10^5$	3–0,03

Большинство рассмотренных материалов мишеней характеризуются высоким содержанием исходных изотопов, однако сечения реакции значительно варьируются с изменением энергий нейтронов. По этой причине для обоснования рациональности получения того или иного радиоизотопа необходимо проводить расчёт для конкретных условий облучения.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ ТОЛЕРАНТНОГО МОХ-ТОПЛИВА

В.С. Расторгуев, И.Ю. Новоселов, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vir12@tpu.ru

Использование топливных оксидных композиций (ТОК) на основе изотопов уран-238 и плутоний-239 для АЭС с реакторами на быстрых нейтронах не потребует дорогостоящего изотопного обогащения, но имеет серьезный недостаток – низкую теплопроводность [1]. Без охлаждения это приведет к повышению температуры топлива, развитию парциркуляционной реакции и разрушению ТВЭЛов. Создание устойчивого к аварийным ситуациям толерантного уран-плутониевого топлива, включающего диоксида урана и плутония, равномерно распределенные в матрице с высокой теплопроводностью и малым поперечным сечением поглощения нейтронов, позволит решить эту проблему.

Плазмохимический синтез ТОК в воздушно-плазменном потоке из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР), в отличие от применяемых методов получения (раздельное получение и механическое смешение, золь-гель и др.), имеет следующие преимущества: одностадийность, высокая скорость, гомогенное распределение фаз с заданным стехиометрическим составом, возможность активно влиять на размер и морфологию частиц, низкие энергозатраты [2].

В работе представлены результаты экспериментальных исследований процесса плазмохимического синтеза модельных оксидных композиций (МОК) из диспергированных растворов ВОНР, включающих ацетон, водные нитратные растворы неодима (вместо урана), самария (вместо плутония) и магния. В ходе исследований проводились лазерная дифракция водных суспензий МОК, сканирующая электронная микроскопия, БЭТ-анализ и рентгенофазовый анализ полученных порошков.

Установлено, что при расходе воды на «закалку» (2,8 кг/с) и частоте диспергатора (50 Гц), увеличение массовой доли матрицы (MgO) с 5 до 50 % в составе МОК «Sm₂O₃-Nd₂O₃-MgO» при различных значениях $\alpha = \text{Sm}_2\text{O}_3 / (\text{Sm}_2\text{O}_3 + \text{Nd}_2\text{O}_3)$ приводит:

- (при $\alpha = 0,1$) к снижению размера частиц МОК в водной суспензии с 13,5 до 4,3 мкм, увеличению Суд порошков с 10,1 до 21,0 м²/г и снижению размера «кристаллитов» в МОК с 79 до 38 нм;

- (при $\alpha = 0,2$) к снижению размера частиц МОК в водной суспензии с 12,9 до 5,3 мкм, увеличению Суд порошков с 10,0 до 12,6 м²/г и снижению размера «кристаллитов» в МОК с 79 до 63 нм;

- (при $\alpha = 0,3$) к снижению размера частиц МОК в водной суспензии с 6,6 до 4,7 мкм, снижению Суд порошков МОК с 15,2 до 11,9 м²/г. Это подтверждает возможность плазмохимического синтеза наноструктурных топливных оксидных композиций из диспергированных растворов ВОНР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.
2. Novoselov I.Yu., Karengin A.G., Shamanin I.V., Alyukov E.V., Gusev A.A/ Plasmachemical Synthesis of Nanopowders of Yttria and Zirconia from Dispersed Water-Salt-Organic Mixtures // AIP Conference Proceedings. – 2018. – Vol. 1938, Article number 020010. – p. 1-7

ЗАЩИТНЫЕ ZrO₂/Cr ПОКРЫТИЯ ДЛЯ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ

С.Е. Ручкин, Д.В. Сиделёв

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ruchkin.2010.2010@mail.ru

Циркониевые оболочки тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) ядерных реакторов водо-водяного типа не обладают стойкостью к окислению при высоких температурах (~600 °С и выше). Модификация их поверхности с помощью напыления защитного хромового покрытия методом магнетронного распыления позволяет существенно повысить их защитные параметры при нормальных и аварийных условиях работы реактора [1]. При высоких температурах (900 °С и выше) существенно повышается коэффициент диффузии Cr в Zr сплавах, формируется эвтектический слой Zr-Cr ($T_{m1} = 1332$ °С), происходит оплавление поверхности ТВЭЛа и последующее его ускоренное окисление. Для решения данной проблемы предлагается применить многослойное покрытие на основе периодической структуры ZrO₂/Cr, выполняющей роль диффузионного барьера на границе раздела защитное покрытие- циркониевый сплав. Поэтому цель данной работы – определить влияние барьерного слоя ZrO₂/Cr на защитные свойства циркониевого сплава Э110 при высокотемпературном окислении.

С помощью ионно-плазменной вакуумной установки было получено четыре серии покрытий ZrO₂/Cr с шагом периодической структуры 100, 250, 750 и 1500 нм. Схема и параметры установки для напыления детально

описаны в нашей предыдущей работе [2]. Многослойные покрытия ZrO₂/Cr-100 представляли собой 30 последовательных слоёв ZrO₂ и Cr с толщиной каждого слоя 100 нм, а в качестве защитного верхнего слоя выступал слой хрома, толщиной 7 мкм. Напыление ZrO₂ выполнялось с помощью дуальной магнетронной распылительной системы (мощность - 2 кВт) при соотношении потоков Ar/O₂ как 30/45 см³/мин. Осаждение многослойных покрытий ZrO₂/Cr с шагом периодической структуры 250,750, 1500 нм осуществлялось аналогичным образом.

Были выполнены испытания образцов циркониевого сплава с защитными покрытиями при высокотемпературном окислении в потоке водяного пара, имитирующие аварийную работу ядерного реактора, и термоциклические испытания – анализ трещиностойкости покрытий и их стойкости к тепловому удару характерным для аварийной ситуации в активной зоне ядерного реактора.

На основании полученных экспериментальных данных был проведен сравнительный анализ защитных свойств многослойных ZrO₂/Cr покрытий.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ и Госкорпорации «Росатом» в рамках научного проекта 20-21-00037.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Kashkarov E.B., Sidelev D.V., Syrtanov M.S., Tang C., Steinbrück M. Oxidation kinetics of Cr-coated zirconium alloy: Effect of coating thickness and microstructure // Corrosion Science. – 2020. – vol. 175. – article number 108883.
2. Ручкин С.Е., Пирожков А.В., Сиделёв Д.В. Защитное многослойное покрытие CrN/Cr для циркониевых сплавов // Сборник научных трудов XVIII Международной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых «Перспективы развития фундаментальных наук». – 2021. – С. 295–297.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ПЛАТФОРМЫ ПО ЭЛЕМЕНТАМ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ

Е.А. Суханов, А.Г. Горюнов, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: cas70@tpu.ru

Вопросы, связанные с построением и обеспечением надежной, эффективной защиты, нашли свое отражение в различных исследованиях. Например, рассматриваются вопросы связанные с системой поддержки принятия решений для обеспечения физической безопасности объектов или разработку методов имитационного моделирования программно-аппаратных средств управления комплексами безопасности [1,2]. Некоторые направления исследований в данной области связаны с вопросами подготовки высококвалифицированного персонала. Именно благодаря специалисту возможно построение и функционирование надежной системы физической защиты объекта. Процесс подготовки и обучения занимает много времени, это связано со сложностью взаимодействия с ведомственными структурами и опасностью остановки производства.

С развитием современные технологии, развиваются возможности обучения и подготовки персонала. В общемировой практике активно разрабатываются и применяются виртуальные тренажеры. Данные тренажеры позволяют проводить эксперименты без нанесения технологическим процессам, окружающей среде и населению. Дополнительным достоинством можно выделить снижение затрат, связанных с закупкой тренировочного оборудования. Виртуальные тренажеры нашли обширное применение в различных областях, например: в космонавтике и авиации, транспорте, атомной промышленности и в других отраслях. Недостатком тренажеров является жесткая привязка к определенному объекту тренировки и создает необходимость разрабатывать множество различных тренажеров к каждому конкретному объекту. Создание технологической платформы, которая позволит быстро проектировать и задавать различные условия и объекты для обучения, позволит закрыть главный недостаток стандартных тренажеров.

Обучающая среда может иметь прикладное применение при обучении специалистов, занимающихся вопросами обеспечения безопасного функционирования предприятия. Применение обучающей среды позволяет устранить недостаток тренажеров и расширить возможности стандартных тренажеров, путем создания набора инструментария, который позволит моделировать различные условия с учетом технологических особенностей. Также среда стирает барьер между теоретическими и практическими занятиями, что повышает эффективность и качество подготовки специалиста. Таким образом, обучающая среда позволит повысить степень подготовки персонала системы защиты.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Давидюк Н.В. Разработка системы поддержки принятия решений для обеспечения физической безопасности объектов., дис. канд. техн. наук: 05.13.01. – Астрахань, 2010. – 183 с.
2. Черепанов Е.О. Разработка и реализация методов имитационного моделирования программно-аппаратных средств управления комплексами безопасности., дис. канд. техн. наук: 05.13.01. – Дубна, 2004. – 102 с.

БЕРИЛЛИД ТИТАНА $Be_{12}Ti$ КАК АЛЬТЕРНАТИВА БЕРИЛЛИУ В ЯДЕРНОЙ И ТЕРМОЯДЕРНОЙ ТЕХНИКЕ

С.В. Ударцев, А.Н Борсук., Е.В. Франц, А.Н. Вечкутов, Б.Л. Зорин, М.К. Кылышканов, М.А. Подойников
АО «Ульбинский металлургический завод»,

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

Бериллий является функциональным материалом для ядерной техники и применяется для изготовления отражателей, замедлителей или размножителей нейтронов.

На сегодня АО «УМЗ» производит различные типы отражателей нейтронов из конструкционного бериллия для специализированных реакторов.

Как известно, при радиационном облучении бериллия в материале наблюдается снижение пластичности, растрескивание, искажение формы и набухание. Перечисленные последствия приводят к тому, что срок службы бериллиевых отражателей оказывается существенно меньшим срока эксплуатации самого реактора. Это требует периодической замены отражателей новыми и захоронению в хранилищах радиоактивных отходов блоков отражателей, выбывших из эксплуатации.

В то же время, по результатам последних исследований было предложено использовать вместо бериллия бинарные системы интерметаллидных соединений бериллия, в частности, бериллид титана $Be_{12}Ti$, который характеризуется более высокой температурой плавления ($1593^{\circ}C$), низкой активностью в результате нейтронного облучения и повышенной коррозионной стойкостью. Набухание бериллида титана $Be_{12}Ti$ в результате воздействия нейтронного облучения происходит в намного меньшей степени, чем набухание чистого бериллия.

В связи с этим на АО «УМЗ» были проведены исследования по разработке технологии получения заготовок и изделий из бериллида титана $Be_{12}Ti$.

Получение заготовок из бериллида титана методом литья натолкнулось на значительные трудности, ввиду появления дефектов в виде усадочной раковины, пористости и наличия трещин в слитках. По этой причине наиболее оптимальным методом получения заготовок, как было выяснено, является вакуумное горячее прессование смеси порошков. В результате проведенных опытно-промышленных работ было изготовлено несколько заготовок размером $\varnothing 150 \times 170$ мм. При этом их плотность, измеренная гидростатическим методом, составила около $2,25 \text{ г/см}^3$ (или 98,7% от теоретической). Дефектов структуры в виде трещин, пор не обнаружено. Все заготовки имели однородную монофазную структуру бериллида титана $Be_{12}Ti$. Из заготовок впоследствии были изготовлены изделия. Внешний вид изделий представлен на рисунке.

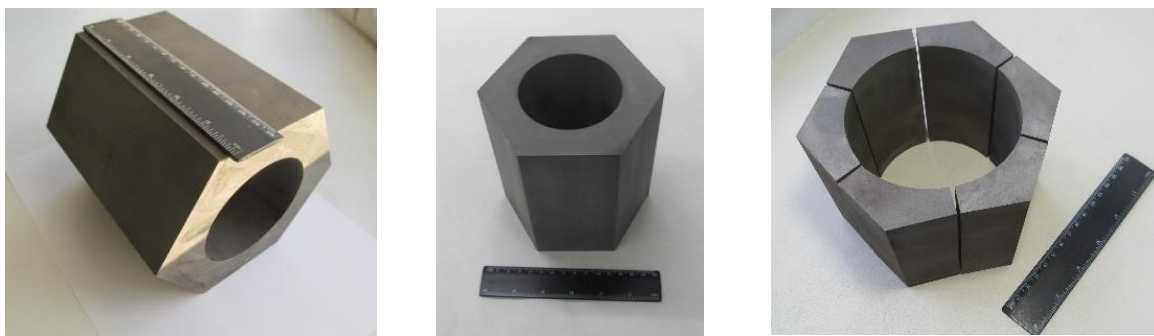


Рис.1. Внешний вид изделий из $Ve_{12}Ti$.

Изучение свойств полученного материала показало, что бериллид титана можно использовать для изготовления изделий в ядерной технике исследовательского направления, специального назначения, в перспективных термоядерных реакторах, ядерных ракетных двигателях, а также в высокотемпературном приборостроении.

МОДЕРНИЗАЦИЯ ЗАЩИТЫ ОТ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ЦИКЛОТРОНЕ P-7M (У-120)

Н.А. Рудников, М.С. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: nar11@tpu.ru

С развитием ядерной энергетики, ядерной медицины, появлением новых энергетических установок, различных видов ускорителей заряженных частиц и внедрение их в повседневную жизнь человека, актуальной стала проблема радиационной безопасности человека.

В качестве объекта для модернизации биологической защиты от ионизирующего излучения исследуется циклотрон типа P-7M действующий с 1961 года на базе Томского Политехнического университета [1].

В данной работе методом нейтронно-активационного [2] анализа определены нейтронные поля на внешней стороне физического зала ускорителя Томского политехнического университета. Плотность потока тепловых нейтронов в месте измерения составила 184,6 нейтр/(см²·сек).

Для ослабления измеренного нейтронного излучения были оценены замедляющие способности таких материалов, как: пенополистирол, монтажная пена. В качестве улучшения защитных свойств рассматриваемых материалов было предложено добавление борной кислоты в объем монтажной пены, увеличивающее замедляющую способность в 12 раз, и создание более плотных, борированных защитных блоков из пенополиуретана линейный коэффициент ослабления которых в 1,5 раза больше, по сравнению с борированной монтажной пеной.

Для наиболее перспективного материала – пенополиуретана было проведено обоснование по применению, включающее серию экспериментов по сравнению защитных свойств исследуемого материала с полиэтиленом, определение наличия вторичного гамма-излучения и наведенной активности и обоснование экономической выгоды применения исследуемого материала.

По полученным экспериментальным данным рассчитана необходимая толщины [3] наиболее перспективного материала, требуемая для ослабления плотности потока тепловых нейтронов до допустимого значения, которая составила 5,4 см.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лаборатория получения радиоактивных веществ [Электронный ресурс]: историческая справка – Режим доступа: <https://portal.tpu.ru/departments/laboratory/lprv/history>

2. Бойко В.И, Силаев М.Е Методы и приборы для измерения ядерных и других радиоактивных материалов // Издательство ТПУ – 2011 – С. 190-197.
3. Беспалов, В.И Лекции по радиационной защите / В.И Беспалов. – 2017: Томский политехнический университет, 2019. – С. 438-533.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОТРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ИВГ.1М В ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ

С. Н. Светачев, Ю.А. Попов, Б.С. Медетбеков, И. В. Прозорова

Институт атомной энергии НЯЦ РК,

Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбит-атом, 10, 071100

E-mail: svetach@nnc.kz

Контроль герметичности оболочек твэлов (КГО) является неотъемлемой частью эксплуатации современных энергетических и исследовательских реакторов. В процессе конверсии исследовательского реактора ИВГ.1М на низкообогащенное топливо [1] была предложена методика определения относительного выхода продуктов деления из теплоносителя с помощью пробоотборного гамма-спектрометрического метода. Относительный выход продуктов деления из твэлов ВОТК представляет собой отношение скорости выхода *i*-го продукта деления в теплоноситель к скорости его рождения [2].

В период с 2017 по 2019 гг. в процессе испытаний экспериментальных технологических каналов ВОТК с низкообогащенным топливом была проведена отработка методики с использованием полупроводникового гамма-детектора с целью исследования активности теплоносителя [3]. В ходе исследований были получены сложные спектры гамма-излучения с большим набором гамма-линий различных радионуклидов. Для последующего анализа были выбраны радионуклиды, параметры выхода в теплоноситель которых обеспечивают достаточный уровень контроля герметичности оболочек твэлов. Среди этих радионуклидов можно выделить изотопы криптона (Kr-85m, Kr-87, Kr-88), йода (I-134), теллура (Te-131, Te-134), ксенона Xe-138, лантана La-142 и др.

В результате проведенных работ среднее значение относительного выхода продуктов деления в теплоноситель составило $6,3 \cdot 10^{-7}$ при среднеквадратическом отклонении $2,5 \cdot 10^{-7}$. При этом ранее оцененное расчетное допустимое значение для реактора ИВГ.1М в предположении выхода всех образовавшихся продуктов деления из дефектных твэлов составляет $5,5 \cdot 10^{-5}$.

В целом, предложенная методика контроля герметичности позволяет оценить активность продуктов деления в теплоносителе, а также отслеживать рост активности интересующих радионуклидов в процессе эксплуатации реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Батырбеков Э.Г., Скаков М.К., Вурим А.Д., Колодешников А.А., Бакланов В.В., Гныря В.С. и др. Конверсия исследовательского реактора ИВГ.1М // Вестник НЯЦ РК. – 2015. – № 2. – С. 6–18.
2. Слабоспицкий Р.П., Кузьменко В.А., Шляхов Н.А., Шершнев В.М. Анализ герметичности оболочек твэлов и работающем реакторе. – Препринт ХФТИ 97-8. Харьков: ННЦ ХФТИ, 1997. – 33 с.
3. Медетбеков Б.С., Попов Ю.А., Жмук Д.В. Оценка выхода продуктов деления из твэлов экспериментальных ВОТК НОУ в теплоноситель реактора ИВГ.1М // Вестник НЯЦ РК. – 2019. – № 3. – С. 81–87.

ПОЗИТРОН-АННИГИЛЯЦИОННОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ МАТЕРИАЛОВ-НАКОПИТЕЛЕЙ ВОДОРОДА НА ОСНОВЕ ГИДРИДА МАГНИЯ И УГЛЕРОДНЫХ НАНОТРУБОК В ПРОЦЕССЕ ОТЖИГА

Р.Р. Эльман, В. Н. Кудияров, Р.С. Лаптев, Ю.С. Бордулев, А.М. Лидер

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

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

Водород является одним из многообещающих альтернативных методов запасаения энергии. Физические свойства водорода обеспечивают возможность его накопления в кристаллической решетке металлов с образованием гидридов, используемых в качестве материалов-накопителей водорода. Благодаря распространенности и высокой емкости, одним из перспективных материалов-накопителей является магний. Однако, так как магний и его гидрид обладают невыдающимися кинетическими характеристиками, к данному материалу добавляют различные каталитические добавки. Тем не менее, серьезным недостатком магния, как и других гидридообразующих металлов, остается низкая циклическая стабильность, которая проявляется в снижении максимальной емкости материала-накопителя водорода при сорбции/десорбции [1]. Важную роль в этих процессах играют возникающие при взаимодействии материала с водородом дефекты. Исходя из этого интерес представляют исследования эволюции дефектной структуры при процессах сорбции/десорбции водорода, для чего широко применяются методы позитронной аннигиляции [2].

В данной работе в качестве источника позитронов использовался радиоактивный изотоп меди ^{64}Cu , который был получен на исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т Томского политехнического университета путем облучения чистой медной фольги в потоке тепловых нейтронов. В работе представлены экспериментальные исследования аннигиляции позитронов в материалах-накопителях водорода на основе магния и углеродных нанотрубок в процессе термического отжига. Показана взаимосвязь характеристик аннигиляции позитронов с микроструктурными изменениями в гидриде магния и композите $\text{MgH}_2 - 5 \text{ масс.}\% \text{ УНТ}$.

Работа выполнена в рамках программы развития ТПУ и при финансовой поддержке Государственного задания «Наука» в рамках научного проекта № FSWW-2020-0017.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Peles A., Van de Walle C. G. Role of charged defects and impurities in kinetics of hydrogen storage materials: A first-principles study // Physical Review B. 2007. Vol. 76. №. 21. Article number 214101. – 5 p.
2. Laptev R. S. et al. Gas-phase hydrogenation influence on defect behavior in titanium-based hydrogen-storage material // Progress in Natural Science: Materials International. – 2017. – Vol. 27, N. 1. – P. 105–111.

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ FeO В ТОПЛИВНОМ КОМПОЗИТЕ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРА КЛТ-40С

А.И. Зорькин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aiz4@tpu.ru

В настоящее время все большую востребованность и коммерческий интерес вызывают атомные станции малой мощности (АСММ). Обусловлен данный интерес рядом преимуществ таких станций, например, обеспечение электроэнергией отдаленных и труднодоступных регионов России. Благодаря АСММ открывается опция доступа к атомной энергетике для стран, у которых нет возможностей или отсутствует потребность в полномасштабной атомной энергетике [1-2].

В мире активно ведется разработка АСММ с различными типами реакторов: (водо-водяные наземные реакторы (РИТМ 200), водо-водяные реакторы для плавучих АЭС (КЛТ-40С), высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (HTR-PM), малый модульный быстрый реактор (БРЕСТ-ОД-300), солевые реакторы (FUJI), микромодульные реакторы (MMR) [3].

Объектом исследований в данной работе является реактор КЛТ-40С – реактор первой плавучей атомной электростанции (ПАТЭС) в мире. ПАТЭС расположена в г. Певек и введена в промышленную эксплуатацию

в 2020 г [4].

Реактор КЛТ-40С является реактором типа ВВЭР. Топливом для реактора является UO_2 . Преимущество диоксида урана заключается в его высокой температуре плавления (примерно $2850\text{ }^\circ\text{C}$), хорошей термостойкости, хорошей химической совместимости с оболочкой и теплоносителем и стойкость к излучению [5].

Главным недостатком UO_2 является низкая теплопроводность, около $2,8\text{ Вт/м}\cdot\text{К}$ при $1000\text{ }^\circ\text{C}$, в топливной таблетке UO_2 наблюдается большой градиент температуры, вызывающий очень высокую температуру по средней линии и введение термические напряжения, которые приводят к обширному растрескиванию топливных таблеток. Эти трещины будут способствовать выделению газовых продуктов деления после сильного выгорания. Количество выделяющегося газа деления и разбухание топлива ограничивает срок службы UO_2 -топлива в реакторе [6].

Одним из способов улучшить теплопроводность является добавление в топливную композицию легирующей добавки. Такими добавками могут быть, например, Mo , SiC , BeO , Gd_2O_3 , Cr_2O_3 и др. [7]. В данной работе в качестве легирующей добавки используется BeO , Оксид бериллия химически стабилен с диоксидом урана до температуры $2150\text{ }^\circ\text{C}$, является хорошим замедлителем нейтронов и имеет высокую теплопроводность.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики / под ред. акад. РАН А. А. Саркисова; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. — М.: Наука, 2011. — 375 с.
2. Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики: т. 2 /под ред. акад. РАН А. А. Саркисова. — М.: Академ-Принт, 2015. — 387 с.
3. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2020 Edition.
4. Polushkin A.K., Kuzin E.A., Vorobiov V.M., Klykov D.M., Panovj.K., «Implementation of the project for the construction and operation of a nuclear heat and power plant on the basis of a FPU with KLT-40S reactors», Small Power and Heat Generation Systems on the Basis of Propulsion and Innovative Reactor Technologies, IAEA-TECDOC-1172, Vienna (2000) 53-66.
5. T. Cardinaels, K. Govers, and B. Vos et al. Chromia doped UO_2 fuel: Investigation of the lattice parameter. J. Nucl. Mater., 424:252–260, 2014.
6. Bailly, H., Menessier, D., Prunier, C., The Nuclear Fuel of Pressurized Water Reactors and Fast Reactors Design and Behaviour, Intercept Ltd, Hampshire, U.K. pp. 92-101 and pp. 369-375, 2015.
7. S. Kashibe and K. Une. Effect of additives (Cr_2O_3 , Al_2O_3 , SiO_2 , MgO) on diffusion release of Xe-133 from UO_2 fuel. J. Nucl. Mater., 254:234–242, 2015.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОТРАВЛЕНИЯ БЕРИЛЛИЕВЫХ БЛОКОВ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ИВГ.1М С НОУ-ТОПЛИВОМ

Э.Б. Кожобаев, Р.А. Иркимбеков, О.М. Жанболатов

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

Республика Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 10, 071100

E-mail: Kozhabaev@nnc.kz

Во время эксплуатации реакторов с бериллиевыми элементами постепенно снижается реактивность активной зоны. Это обусловлено как выгоранием топлива, так и накоплением отрицательно влияющих на реактивность изотопов лития (${}^6\text{Li}$) и гелия (${}^3\text{He}$) в бериллиевых элементах активной зоны [1]. Обычно с целью нейтрализации эффекта отравления бериллия увеличивают загрузку урана в свежем топливе либо заменяют бериллиевые детали. Целью данной работы является оценить перспективу дальнейшей эксплуатации реактора ИВГ.1М.

В данной работе представлены результаты расчетов накопления изотопов ${}^6\text{Li}$ и ${}^3\text{He}$ в бериллиевых элементах реактора ИВГ.1М на пятидесятилетний период эксплуатации реактора. Расчеты проведены для одного из перспективных вариантов периодической замены топлива. Со временем скорость накопления ${}^6\text{Li}$ уменьшается, что означает приближение его концентрации к равновесной. Скорость накопления изотопов ${}^3\text{He}$ прямо зависит от концентрации изотопов ${}^6\text{Li}$.

После первого года эксплуатации реактора с момента первичной замены всей активной зоны на свежее НОУ-топливо накопленные изотопы ${}^6\text{Li}$ и ${}^3\text{He}$ снижают реактивность на $0,18 \beta_{\text{эфф}}$. За период 20 лет эксплуатации реактора (при энерговыработке 1200 МВт·сут) суммарный эффект отравления бериллиевых элементов ежегодно увеличивается от $0,038$ до $0,062 \beta_{\text{эфф}}/\text{год}$. В результате этого запас реактивности активной зоны реактора снижается на $1,19 \beta_{\text{эфф}}$. Согласно полученным данным в рассчитанных временных рамках, замена бериллиевых блоков в активной зоне реактора не потребуется.

Расчеты проводились с использованием верифицированной нейтронно-физической модели реактора ИВГ.1М [2] и программного кода MCNP6.1 [3], использующего библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/BVII.0.

Данная работа выполнена в рамках финансируемого МОН РК грантового проекта по теме «Оптимизация кампании ядерного топлива реактора ИВГ.1М» (ИРН АР08856242).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Прозорова И. В. Влияние отравления бериллиевых блоков на нейтронно-физические характеристики реактора ИВГ.1М // «Вестник» НЯЦ РК, Вып. 3(54), сентябрь 2014. – С. 54-60
2. Иркимбеков Р.А., Жагипарова Л.К., Котов В.М., Вурим А.Д., Гныря В.С. Нейтронно-физическая модель реактора ИВГ.1М: разработка и верификация по критическому состоянию [Текст] // Атомная энергия. – Москва, август 2019.– Т. 127.– Вып. 2.– С. 63-69.
3. MCNP6 Monte Carlo N-Particle Transport Code System, MCNP6.1. LANL, 2013.

МЕТОД ПОЛУЧЕНИЯ ПОРОШКА ОКСИДОВ ЖЕЛЕЗА ПУТЕМ РАЗЛОЖЕНИЯ ОКСАЛАТА ЖЕЛЕЗА В СВЧ-ПОЛЕ

Д.С. Токарев, А.В. Мостовщиков

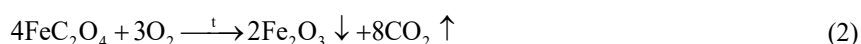
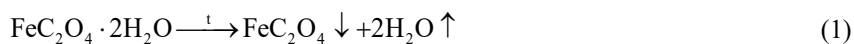
Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: dst13@tpu.ru

Порошки оксидов железа имеют обширную область применения. Так, оксиды железа могут быть направлены на получение нанокomпозитов-поглотителей магнитных полей, ферромагнитных жидкостей, для создания биоактиваторов разложения и многого другого. В области атомной энергетики микро- и нанопорошки оксидов железа могут применяться при цементировании жидких радиоактивных отходов, что позволяет значительно сократить время затвердевания цементного раствора [1].

Для получения нанопорошка оксида железа в работе использовался метод термического разложения оксалата железа при нагреве в СВЧ-поле. Химические реакции разложения оксалата железа в воздушной атмосфере имеют вид:



Для определения точек начала химических процессов, наблюдаемых при разложении оксалатов, в работе проведен дифференциальный термический и термогравиметрический анализ. Исходя из проведенного анализа определено, что реакция (1) начинает протекать при температуре $182 \text{ }^\circ\text{C}$, а реакция (2) при достижении образцом температуры $220 \text{ }^\circ\text{C}$.

Воздействие СВЧ-поля на оксалат железа проводилось в течении 5 секунд. После облучения помимо порошковой фракции в образце также наблюдалось образование твердых включений. Для определения состава продуктов разложения исходного оксалата в работе проведен рентгенофазовый анализ, результат которого представлен в таблице 1.

Таблица 1. Состав продуктов разложения оксала железа

Фракция	Порошок		Твердые включения		
	Вещество	Fe ₂ O ₃	Fe ₃ O ₄	Fe ₃ O ₄	FeO
Содержание, %		72,9	27,1	56,3	43,7

Из таблицы 1 видно, что в результате воздействия СВЧ-нагрева на порошок оксала железа продуктами разложения являются оксиды железа.

Наличие в полученном образце оксидов FeO и Fe₃O₄ помимо Fe₂O₃ объясняется реакциями разложения оксидов Fe₂O₃ и Fe₃O₄ при достижении образцом температур свыше 1200 °С. Поскольку температура плавления FeO составляет 1377 °С, то при разложении Fe₃O₄ до FeO при температуре 1538 °С FeO начинает плавиться, образуя в рассматриваемом образце твердую фракцию при остывании. Таким образом, образование твердых включений спеченного оксида железа объясняется избыточным временем нагрева образца. При необходимости получения чистой порошковой фракции необходимо снизить время воздействия СВЧ-поля на образец.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Горбунова О. А., Камаева Т. С., Васильев Е. В. Использование наночастиц оксидов железа при цементировании жидких радиоактивных отходов с вихревой электромагнитной обработкой // Вестник МГСУ. – 2011. – №. 5. – С. 208-213.

СРАВНЕНИЕ ПОГЛОЩАЮЩЕЙ СПОСОБНОСТИ КАРБИДА БОРА, ПОЛУЧЕННОГО РАЗЛИЧНЫМИ МЕТОДАМИ

И.Л.Кологривов¹, А.О.Семенов¹, Т.С.Гудыма², Ю.Л. Крутский²

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

²Новосибирский государственный технический университет,

Россия, г. Новосибирск, пр-т К.Маркса, 20, 630073

E-mail: ilk3@tpu.ru

Расчет макроскопического сечения поглощения тепловых нейтронов образцами таблеток из карбида бора осуществлялся в соответствии с законом изменения потока нейтронов при прохождении через вещество:

$$\Phi = \Phi_0 e^{-\Sigma_a x},$$

где x – толщина образца, см; Φ_0 – плотность потока тепловых нейтронов без образца, нейтр./(см²*с); Φ – плотность потока тепловых нейтронов с образцом, нейтр./(см²*с); Σ_a – макроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов, 1\см.

Для сравнения поглощающей способности карбида бора, полученного различными методами, предназначенного в качестве материала-поглотителя тепловых нейтронов было определено изменение значений потоков тепловых нейтронов при варьировании толщины образцов в соответствии с уравнением 1. График зависимости значения потока тепловых нейтронов от толщины образцов представлен на рисунке 1.

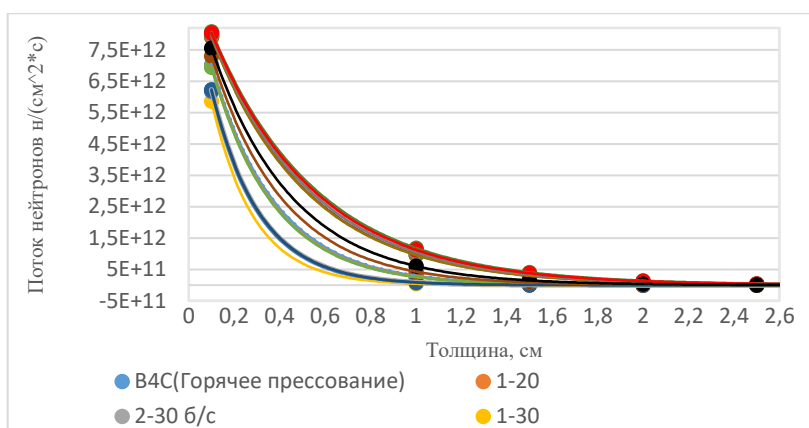


Рисунок 1 – График зависимости значения потока тепловых нейтронов от толщины образцов

Было установлено, что для таблеток из карбида бора, изготовленных методом горячего прессования, оптимальная толщина образца, предназначенного в качестве материала-поглотителя тепловых нейтронов составляет 1,5 см, а для таблеток из карбида бора, изготовленных методом самораспространяющегося высокотемпературного синтеза, оптимальная толщина составляет 2,5 см.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Л.П. Абагян, Н.О. Базазянц, И.И. Бондаренко, М.Н. Николаев. Групповые константы для расчета ядерных реакторов – 1981: Атомиздат.
2. Н. П. Лякишев, Б. А. Калинин, М. И. Солонин. Перспективные направления получения и обработки материалов - 2000: Бюллетень Межрегионального общества металлургов.
3. Р. А. Андриевский. Микро- и наноразмерный карбид бора: синтез, структура и свойства - 2012: Успехи химии.

ПРОБЛЕМАТИКА НЕРАСПРОСРАНЕНИЯ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ ПРИ ПРИМНЕНИИ РЕАКТОРОВ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

А.М. Фаюстов, Е. Суханов, Б.П. Степанов

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

E-mail: amf5@tpu.ru

В 1950-х годах в мире состоялся пуск первой атомной электростанции. С этого момента прошло много времени, и атомная отрасль в мире имела глобальное развитие. На территории все мира работает более 400 энергоблоков, обеспечивающих множество людей электроэнергией. В современной тенденции развития ядерной энергетики является распространение ядерных реакторов малой мощности. Преимущество их перед обычными электростанциями заключается в модульности этих реакторов, тем самым снижаются затраты на их производство и уменьшается численность профессионального состава для их обслуживания.

Но с другой стороны развития атомной отрасли, с момента возникновения опасности от ядерного оружия, мировое сообщество стремится не допустить его распространения. Именно поэтому в 1968 году подписан Договор о нераспространении ядерного оружия [1]. Именно этот договор послужил основой и заложил начало международного режима нераспространения ядерного оружия. Этот режим включает себя различные меры, например, физическую защиту, учет и контроль, систему гарантий. Тем самым предъявляя требования по обеспечению надежной системы нераспространения ядерного материала в стране и мире, который может быть использован в нелегальных целях.

В работе рассматривается проблематика, связанная с применением режима нераспространения ядерного оружия, в случае массовой реализации реакторов малой мощности. Это связано с тем, что в реакторах малой мощности применяется высокообогащенное топливо, которое может быть применено в ядерном боезаряде при

небольшой доработке. А соответственно, применение такого топлива повысит существующие требования к физической защите, к частоте проверок и контроля за этим ядерным материалом. Также стоит отметить проблематику связанные с изготовлением и транспортировкой данного топлива.

Таким образом, при распространении ядерных реакторов с малой мощностью в мире, то встает вопрос о необходимости решения ряда проблем, связанных с режимом нераспространения ядерного оружия.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Об утверждении правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов [Текст]: приказ Федеральной службы по экологическому, техническому и атомному надзору от 19 июля 2007 г. // Собрание законодательств Российской Федерации. – 2007. – №456. – ст. 32;

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ГРАФИТОВОГО РАССЕЙВАТЕЛЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ РЕАКТОРА ИРТ-Т

А.И. Чуприков, Н.В. Смольников, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aic13@tpu.ru

Исследовательские реакторы – это ядерные реакторы, которые используются в различных сферах научных исследований, разработок и образования. На территории горда Томск расположен реактор данного типа ИРТ-Т. Исследовательский реактор ИРТ-Т – это многофункциональная ядерная научная установка, на базе которой в наши дни проводят огромное количество научных исследований в различных областях: нейтронно-трансмутационное легирование, наработка медицинских и технических изотопов и нейтрон-захватная терапия.

Сейчас на исследовательском реакторе ИРТ-Т производятся исследования в области нейтрон-захватной терапии с использованием изотопа гадолиния Gd^{157} , который является более экономически выгодным аналогом B^{10} . И для оптимизации выходных характеристик пучка нейтронов принято решение добавить графитовый рассеиватель нейтронного излучения в горизонтальный экспериментальный канал ГЭК-1.

В данной работе представлены экспериментальные и расчетные результаты моделирования в SOLIDWORKS теплофизических свойств графитового рассеивателя [1] нейтронного излучения с отсутствием внешнего источника охлаждения и для нескольких режимов работы системы охлаждения. Выбран оптимальный режим работы системы охлаждения, расход на выходе которого составил $150 \text{ м}^3/\text{ч}$.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. С. В. Станкус, И. В. Савченко, А. Ш. Агажанов, О. С. Яцук, Е. И. Жмуриков, Теплофизические свойства графита МПГ-6, ТВТ, 2013, том 51, выпуск 2, 205– 209

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ ИВВ-2М. МЕТОДЫ И ПРАКТИЧЕСКАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ.

А.А. Зырянова, Ю.В. Метелева, В.С. Новгородский

АО «ИРМ»,

Россия, г.Заречный Свердловской обл., 624250

За многолетний период эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М создана обширная научная база, которая позволяет решать следующие задачи:

- исследования в области материаловедения, биологии, ядерной физики и т.п.;
- исследования в области радиационной химии, радиационных, ядерных и реакторных технологий;
- исследования ядерных материалов и полномасштабных изделий с делящимися веществами;

- исследования влияния реакторных излучений на приборы, датчики, полупроводниковые материалы и различное оборудование.

Зачастую при исследованиях в области материаловедения, например, для обоснования стойкости материала к различного рода воздействиям, в том числе радиационным, требуется его облучение в полях ионизирующего излучения.

Для планирования реакторного эксперимента анализируются исходные данные и условия проведения эксперимента – нейтронно-физические параметры (плотность потока нейтронов, тепловыделение, мощность дозы гамма-излучения и т.д.) и технические параметры (габаритный размер, масса, конструкционные особенности материала/экспериментального устройства). В случае удовлетворения параметров реактора ИВВ-2М необходимым условиям, начинается стадия подготовки к эксперименту.

На начальной стадии подготовки эксперимента производится предварительный нейтронно-физический расчет с использованием аттестованных прецизионных программных средств. Из ячеек активной зоны, удовлетворяющих нейтронно-физическим параметрам испытаний, выбираются оптимальные.

Для подтверждения корректности математических моделей проводится экспериментальное подтверждение полученных расчетных данных. Сравнивая расчетные значения с измерениями распределения невозмущенных (без загрузки экспериментального устройства) полей нейтронов и гамма-излучения в активной зоне реактора и в месте облучения, можно судить о работоспособности расчетной модели активной зоны без учета экспериментального устройства. Для подтверждения нейтронно-физической и теплофизической модели самого объекта испытания, необходимо изготавливать и испытывать нейтронно-физический и (или) теплофизический макеты. Макеты, должны повторять конструкцию устройства, но при этом позволять измерять основные нейтронно-физические и теплофизические параметры. В макет устанавливаются датчики плотности потока нейтронов и температуры, предусматривается возможность проведения нейтронно-активационного анализа непосредственно внутри макета или установления образцов-мониторов.

На основании полученных экспериментальных данных корректируются расчетные модели и конструкция экспериментального устройства и (или) место проведения эксперимента.

Для экспериментальной оценки нейтронно-физических параметров в ходе реакторного эксперимента применяются специализированные нейтронно-активационные детекторы (НАД), датчики потока нейтронов (КтВ-7, ДПЗ), калориметр, твердотельные стеклянные детекторы ионизирующих излучений ДТС-0,01/1,0, датчики мощности дозы гамма-излучения (КтВ-7).

Далее наступает следующий этап эксперимента – послереакторные исследования для подтверждения параметров облучения. Во время их проведения существует возможность уточнения флюенса нейтронов, набранного образцом. Флюенс определяется путем измерения активности продуктов активации образца. Гамма-сканирование экспериментального устройства позволяет получить аксиальное и азимутальное распределение плотности потоков в образце.

В докладе представлено описание существующих методов измерений, осуществляемых на комплексе с исследовательским ядерным реактором ИВВ-2М, их практическая реализация и математическое моделирование.

ОЦЕНКА ЗАЩИЩЕННОСТИ ОБЪЕКТА С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ДЕЙСТВИЙ ОПЕРАТОРА

А.Ю. Сапцына, Е. Суханов, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ays36@tpu.ru

Вопросы безопасного функционирования технологических процессов являются одними из самых актуальных на сегодняшний день. Несанкционированное действие в отношении них, может привести к потерям или к более серьезным последствиям, например, к радиологическому загрязнению окружающей среды. Для этого на объектах использования атомной энергии создается система физической защиты [1], направленная на предупреждение, обнаружение, замедление и задержание нарушителей.

Защищенность объекта – это способность системы безопасности выявить и замедлить нарушителя на пути к его цели. Для определения ее защищенности проводят специальную оценку путем использования различных методик. Полученные результаты зачастую выражены в форме количественных показателей, которые могут отличаться в зависимости от выбранного метода в связи их преимуществ и недостатков перед другими. Поэтому в настоящее время существует необходимость в разработке новых подходов в проведении оценки защищенности объекта с целью получения наиболее точных результатов путем использования некоторых особенностей системы, не рассматриваемых в применяемых методах.

В работе представлен новый подход к защищенности объекта с точки зрения действий оператора в системе обеспечивающую безопасность. Системы безопасности в большинстве случаев представляют собой автоматизированные системы, в которых окончательное решение принимает оператор пункта управления. Тем самым, позволяет рассматривать эффективность предпринятых действий человеком на этапе выявления несанкционированных действий, оценивая задержку по времени на реагирование сотрудниками безопасности. Фактически это время влияет на уровень защищенности объекта, так как реагирование может происходить с сильным опозданием, что приведет к снижению эффективности противодействия системы на нарушения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Об утверждении правил физической защиты ядерных материалов, ядерных установок и пунктов хранения ядерных материалов [Текст]: приказ Федеральной службы по экологическому, техническому и атомному надзору от 19 июля 2007 г. // Собрание законодательства Российской Федерации. – 2007. – №456. – ст. 32;
2. Основы проектирования систем физической защиты ядерных объектов: учебное пособие / Б.П. Степанов, А.В. Годовых; Томский политехнический университет. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2009. – 118 с.

АВТОМАТИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ПОЛУЧЕНИЯ ^{177}Lu НА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ ИРТ-Т

И.А. Ушаков, В.В. Зукау, Е.С. Доняева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: jiaozu@tpu.ru

Одним из методов лечения опухолей костных тканей и внутренних органов является радиотерапия на основе радионуклида ^{177}Lu . Отличительной особенностью, данного метода является минимальное токсикологическое действие на организм пациента. Радиационное воздействие на опухоль осуществляется бета излучением с максимальной энергией 497,1 кэВ (выход 79,3%), гамма излучение позволяет производить дополнительный внешний контроль за пациентом, и составляет 113кэВ и 208кэВ с выходом 6,4% и 11% соответственно [1].

В представленной работе была реализована, автоматизация хроматографического метода разделения ^{177}Lu от иттербиевой мишени, которая достаточно проста в изготовлении. Хроматографическое разделение выполнено на ионообменной колонке, заполненной катионообменником Dowex 50WX8, 200-400 меш [2]. Автоматизация процесса выполнена на микроконтроллере (МК) Atmega2560 фирмы Atmel. Управление МК осуществляется посредством передачи сформированного пакета, по интерфейсу RS-485 с проверкой контрольной суммы, ПО работающим под

ОС Windows изображенном на рис 1. Программа для МК написана на языке С в среде разработки Microscip Studio 7.0, ПО для ПК написано на языке C++/CLI. Микроконтроллер управляет клапанами через блок реле. Подсчет импульсов со счетчика Гейгера (осуществляется путем прерываний МК по восходящему фронту внешнего сигнала с выхода микросхемы генерирующей TTL сигнал. Измерение температуры и уровня жидкости обрабатывается МК и статус отображается в виде иконки.

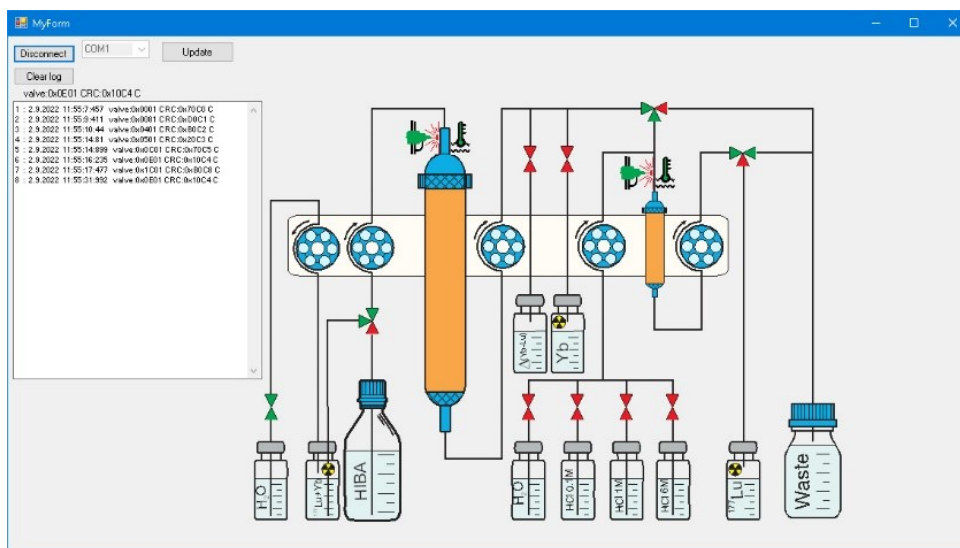


Рис. 1. Программа управления технологическим процессом разделения

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Horwitz E P, McAlister D R, Bond A H, Barrans R E, Williamson J M. A process for the separation of ^{177}Lu from neutron irradiated ^{176}Yb targets // Applied Radiation and Isotopes. – 2005 vol 63 issue 1. - pp 23-36.
2. Ушаков И.А, Зукач В.В., Кабанов Д.В. Получение радионуклида ^{177}Lu без носителя на среднепоточном реакторе ИРТ-Т // Сборник тезисов РАДИОФАРМА-2021 актуальные проблемы разработки, производства и применения радиофармацевтических препаратов – 2021 стр.11

ПЛАЗМОХИМИЧЕСКАЯ УТИЛИЗАЦИЯ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

И.В. Туксов, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vir12@tpu.ru

Оставшиеся после первого экстракционного цикла без урана, плутония и минорных актиноидов отходы переработки отработавшего ядерного топлива (ОП ОЯТ) представляют собой слабо-концентрированные водные нитратные растворы (рафинаты) следующего состава: 0,11 % Nd, 0,10 % Mo, 0,07 % Fe, 0,06 % Y, 0,058 % Zr, 0,04 % Na, 0,039 % Ce, 0,036 % Cs, 0,031 % Co, 0,026 % Sr, 18,00 % HNO_3 , 81,43 % H_2O . По применяемой технологии ОП ОЯТ концентрируют путем выпаривания, закачивают в баки из кислотостойкой стали и отправляют на длительное хранение, которое не предусматривает дальнейшее использование ценных металлов [1]. Предлагается плазмохимическую утилизацию ОП ОЯТ осуществлять в воздушно-плазменном потоке из диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны и др.) и имеющих адиабатическую температуру горения $T_{\text{ад}} \approx 1200$ °C [1].

На рисунке представлены характерные равновесные составы основных продуктов плазменной утилизации ОП ОЯТ в виде раствора ВОНР на основе ацетона при массовой доле воздушного плазменного теплоносителя 65 % (а) и 70 % (б).

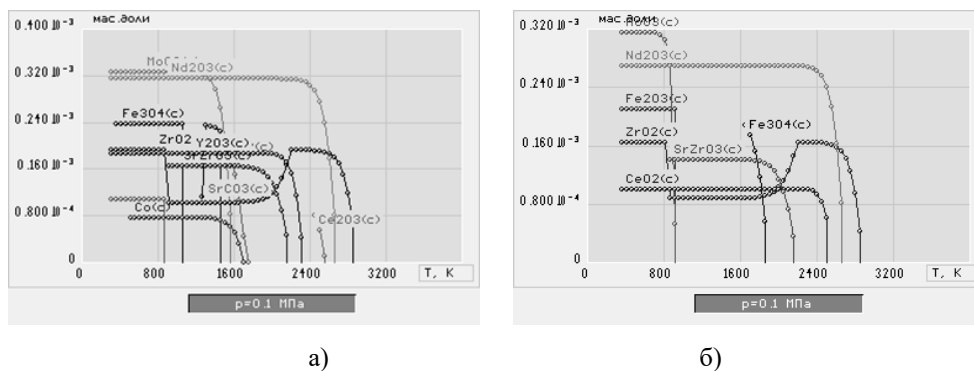


Рис.1. Характерные равновесные составы основных продуктов плазменной утилизации ОП ОЯТ

Из анализа равновесных составов следует, что при массовой доле воздуха 65 % (а) плазменная утилизация ОП ОЯТ в виде раствора ВОНР приводит к образованию в конденсированной фазе простых и сложных оксидов металлов, включая магнитный оксид железа (Fe_3O_4), что позволит применить магнитное осаждение для их извлечения из водных суспензий. Повышение массовой доли воздуха с 65 до 70 % (б) приводит к образованию в конденсированной фазе немагнитного оксида железа $\text{Fe}_2\text{O}_3(\text{c})$.

С учётом полученных результатов могут быть рекомендованы для процесса плазменной утилизации ОП ОЯТ в воздушной плазме следующие оптимальные режимы: интервал рабочих температур (1500 ± 100) К; состав раствора ВОНР-1 (65 % ОП ОЯТ : 35 % ацетон); массовое отношение фаз (65 % воздух : 35 % ВОНР).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Каренгин А.Г., Подгорная О.Д., Шлотгауэр Е.Э. Плазменная утилизация и иммобилизация отходов переработки отработавшего ядерного топлива // Глобальная ядерная безопасность. – 2014. – № 2. – С. 21-28.

ТЕМПЕРАТУРНЫЕ ЭФФЕКТЫ РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300

В.А. Туркасов, М.С. Кузнецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vat28@tpu.ru

Быстрые реакторы один из ключевых способов замкнуть ядерный топливный цикл. Одним из таких проектов является реактор БРЕСТ-ОД-300. Проектирование нового реактора не обходится без численных моделей, которые позволяют исследовать свойства активной зоны и делать выводы о физических процессах, протекающих в установке. Одним из требований к безопасности для современных реакторов является наличие отрицательных температурных коэффициентов реактивности в области рабочих температур, которые позволят обеспечить саморегулирование и компенсацию непредусмотренного изменения мощности.

В рамках данной работы была построена модель активной зоны реактора в программе MCU-PTR, на рисунке 1 представлены ТВС, которые формируют активную зону реактора. В модели использованы 3 типа ТВС, отличия обусловлены наличием поглощающих элементов и диаметром твэлов 9,7 и 10,5 мм.

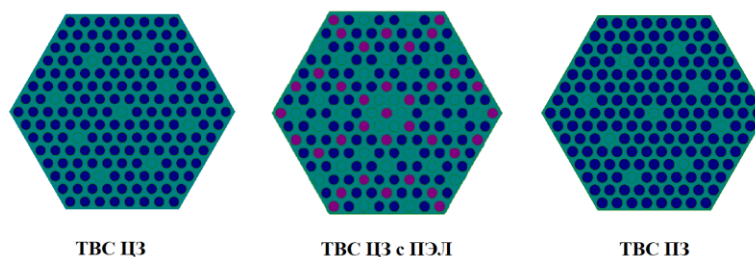


Рис.1. Типы ТВС используемых в модели

Модель была использована для расчёта температурных эффектов реактивности по топливу и теплоносителю. Ядерный ТКР по топливу составил - $6 \cdot 10^{-6}$, плотностной ТКР по теплоносителю составил $5 \cdot 10^{-6}$.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бойко В.И., Шидловский В.В., Мещеряков В.Н., Шаманин И.В., Кошелев Ф.П., Демянюк Д.Г. Перспективные ядерные топливные циклы и реакторы нового поколения. – Томск: Издво Томского политехнического университета, 2009.
2. Лопаткин А.В., Орлов В.В., Лукаевич И.Б., Зайко И.В., Ганев И.Х. Возможности реакторов БРЕСТ и трансмутационного топливного цикла в условиях реализации современных планов развития ядерной энергетики // Атомная энергия. – 2007. – Т. 103. – Вып. 1. – С. 21–28.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОЙ УТИЛИЗАЦИИ ОТХОДОВ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

И.В. Туксов, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: Whirpool94@yandex.ru

Перспективным является утилизация отходов переработки отработавшего ядерного топлива (ОП ОЯТ) в воздушно-плазменном потоке из оптимальных по составу водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны) и имеющих адиабатическую температуру горения не менее 1500 К [1].

Экспериментальные исследования процесса плазменной утилизации ОП ОЯТ в воздушно-плазменном потоке проводились на плазменном стенде «Плазменный модуль на базе высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01» (рабочая частота 13,56 МГц, колебательная мощность 60 кВт) на растворах ВОНР, включающих органический компонент (ацетон) и модельные ВОНР. В результате проведенных исследований были определены следующие оптимальные режимы совместной работы высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01, высокочастотного факельного плазмотрона (ВЧФ-плазмотрона) и плазмохимического реактора в составе плазменного стенда «Плазменный модуль на базе высокочастотного генератора ВЧГ8-60/13-01»: генератор ВЧГ8-60/13-01 ($U_a=5,6$ кВ, $I_a=3,5$ А, $I_c=1,2$ А); ВЧФ-плазмотрон ($P_{стр}=15,0$ кВт); плазмохимический реактор ($S_{имп}=1320$ см², $Q_{возд}=0,95$ кг/с).

Подготовленные модельные ВОНР подавались с постоянным расходом (300 л/ч) в диспергатор и далее поступали в реактор, где в воздушно-плазменном потоке осуществлялась их плазменная утилизация при температуре $T_p=(1100 \pm 50)$ °С. Контроль температуры осуществлялся высокоточным цифровым инфракрасным пирометром (PPE 140/45) по линии поглощения диоксида углерода. После реактора полученные твердые продукты поступали в узел «мокрой» очистки (УМО), где происходило их резкое охлаждение («закалка») с получением водных суспензий, которые отстаивали, полученные осадки отделяли, фильтровали и прокачивали в течение 30 минут при температуре 150 °С.

С учётом полученных результатов могут быть рекомендованы для процесса плазменной утилизации ОП ОЯТ в воздушной плазме следующие оптимальные режимы: интервал рабочих температур (1500±100) К; состав раствора ВОНР (65 % ОП ОЯТ : 35 % ацетон); массовое отношение фаз (65 % воздух : 35 % ВОНР).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Туксов И.В., Каренгин А.Г. Исследование и оптимизация процесса воздушно-плазменной утилизации отходов переработки отработавшего ядерного топлива // Материалы и технологии в атомной энергетике: тезисы докладов молодежной научно-практической конференции / АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов». – Москва: ВНИИНМ, 2022. – с.99.

РАЗРАБОТКА РАСЧЕТНОГО СЦЕНАРИЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ НАКОПЛЕНИЯ И РАСПРОСТРАНЕНИЯ ТРИТИЯ В СИСТЕМАХ ЭНЕРГОБЛОКА БР-1200

А.Ю. Максимов², П.П. Сурин¹, А.О. Ефимов², О.А. Кочетков¹

¹ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им.А.И. Бурназяна ФМБА России,

Россия, Москва, ул. Маршала Новикова, д.23, 123098

²АО «Прорыв»,

Россия, Москва, Малая Красносельская ул., дом 2/8 корпус 7, 107140

e-mail:psurin@fmbcfmba.ru

Выполненный анализ литературных источников и проектных материалов о проблеме обеспечения радиационной безопасности в части воздействия трития на персонал и население при реализации перспективных проектов АЭС с реакторами на быстрых нейтронах показал актуальность проблемы накопления трития в технологических системах и выхода в окружающую среду для энергоблока с РУ БР-1200. Будущие коммерческие энергоблоки с РУ БР-1200 имеют специфические особенности в формировании выбросов и сбросов, в том числе сравнительно большую, чем в легководных реакторах на тепловых нейтронах, долю трития среди дозообразующих нуклидов. При этом, широкомасштабное строительство энергоблоков нового поколения может поставить вопрос о значении выхода трития в окружающую среду особенно остро.

Целью данной работы является создание имитационной математической модели, позволяющей решить задачу миграции и накопления трития в технологических системах АЭС. Такой расчет позволит на стадии проекта оценить дозовые нагрузки на персонал и население за счет поступления трития, что необходимо для решения проблем обращения с тритиевыми средами на энергоблоке БР-1200.

Материалы и методы. Проанализированы литературные данные по образованию и распространению трития на АЭС различных типов, в том числе проектные материалы энергоблока БР-1200. Проведенный анализ показал, что оптимальный метод создания расчетного сценария - имитационное моделирование. Имитационная модель переноса и распространения трития является набором дифференциальных уравнений, описывающих перенос трития в технологических системах БР-1200.

Результаты. Имитационная модель переноса и распространения трития на БР-1200 рассматривает системы, в которых происходит накопление трития, позволяет оценить активность трития в воздухе помещений и в выбросе. Показано, что объемная активность трития в центральном зале энергоблока не будет превышать ДОО_{Н-3} для персонала, а активность трития в выбросе не будет создавать значительной дозовой нагрузки на население.

Выводы. Разработанный расчётный сценарий позволяет на уровне проекта оценить накопление и распространение трития в технологических системах БР-1200. Рассчитанная активность трития в технологических системах позволит внести необходимые изменения в проект для повышения радиационной безопасности и коммерческой привлекательности БР-1200.

Публикация подготовлена по результатам выполнения работ в Госкорпорации «Росатом» в рамках ПН «Прорыв».

ПОДГОТОВКА К ЭКСПЕРИМЕНТУ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ЗАКРУЧЕННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА МИКРОТРОНЕ ТПУ

Н.С. Бердников, Д.А. Шкитов, М.В. Шевелев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

Закрученным излучением называют состояние фотонов электромагнитного излучения с ненулевым орбитальным угловым моментом (ОУМ) [1]. Проекция ОУМ (в отличие от спинового углового момента) отдельного фотона может принимать любые целочисленные значения. В настоящее время исследования пучков закрученных фотонов охватывают широкий спектр от радиоволн до рентгеновской области длин волн. За это время выяснилось, что закрученные фотоны представляют собой новые эффективные инструменты исследований, которые могут найти применение в различных областях физики. Например, было показано, что закрученные фотоны с линейной поляризацией вызывают вращение микрочастиц, поглощающих такой свет. На микротроне ТПУ планируется провести эксперимент по исследованию закрученного излучения, возникающего в результате взаимодействия пучка электронов со спиральной мишенью. Спиральная мишень (см. рис. 1а), описываемая геликоидальной поверхностью, была выбрана для этого эксперимента из общефизических соображений. На данном этапе исследований были изучены различные технологии изготовления спиральной мишени с параметрами, необходимыми для проведения эксперимента. Выбор сделан в пользу 3D печати технологией селективного лазерного спекания (англ. *Selective Laser Melting*). Материалом печати был выбран сплав AlSi10Mg-0403 (сплав на основе алюминия, плотность 2,68 г/см³). Был построен график зависимости массы мишени от величины шага (см. рис. 1б) для различных значений внешнего радиуса спирали R. Из этого можно сделать вывод, что масса мишени не играет критическую роль при проектировании манипулятора для удерживания и вращения спиральной мишени.

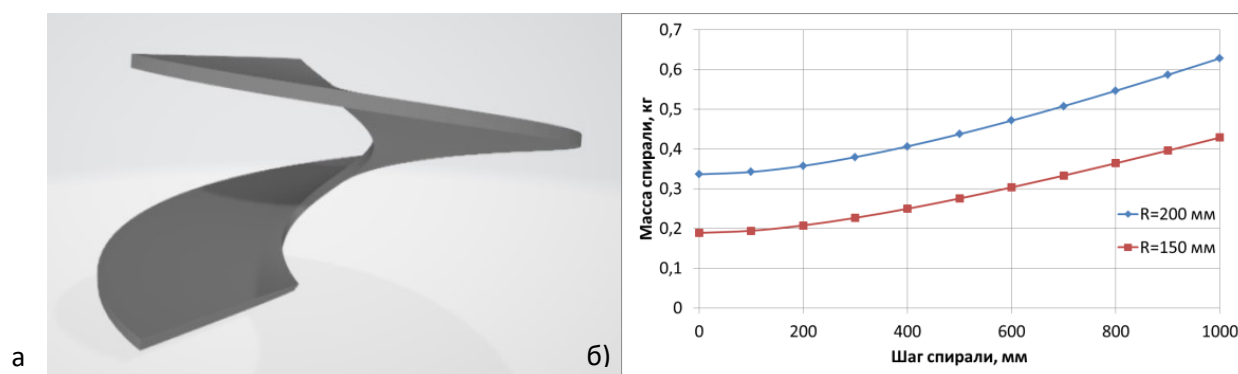


Рис. 2. Вид модели спиральной мишени (а), зависимость массы мишени от величины шага спирали (б)

Открытым остается вопрос поиска изготовителя, который сможет изготовить мишень из подходящего материала и с требуемыми параметрами, а также создания специализированного манипулятора для вращения мишени вокруг траектории выведенного пучка микротрона ТПУ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Князев Б.А., Сербо В.Г. Пучки фотонов с ненулевой проекцией орбитального момента импульса: новые результаты // УФН. – 2018. – Т. 188., № 5. – С. 508–539.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОРИЯ В РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВКАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

А.В. Григорьева, Ю.Б. Чертков

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: nsb20@tpu.ru

avg86@tpu.ru

Торий – радиоактивный элемент III группы периодической системы Менделеева, первый член семейства актиноидов, атомный номер 90, атомная масса 232,038. Торий существует в виде единственного изотопа – Th²³². В связи с тем, что его распад происходит крайне медленно, количество тория в природе значительно превышает

количество урана. Проведенные экономические исследования показывают, что ториевые реакторы станут более выгодными, чем их урановые собратья [1].

Одним из направлений развития ядерных реакторов в малой модульной нише являются высокотемпературные ЯЭУ. По этому направлению были детально проработаны различные проекты с температурами в примерном диапазоне от 900 до 1500 К, из которых наиболее перспективными являются высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы.

Другим шагом развития является легководный реактор ВВЭР-СКД (РУ со сверхкритическими параметрами), который рассматриваются как установка с наивысшей конкурентоспособностью среди всех реакторных установок (РУ).

Целью данной работы является проведение сравнительного анализа двух типов реакторов по их нейтронно-физическим характеристикам с переходом обоих РУ на ториевый топливный цикл. Нейтронно-физические расчеты проводились с помощью одномерной ячеечной программы WIMS-ANL с 69-групповой библиотекой ANL (WIMSD-5 с библиотекой ENDF/B-VI.7). Уточняющие расчеты будут проводиться по трехмерной прецизионной программе MCU-PTR.

По заданным параметрам был сформирован топливный блок с указанной геометрией для каждого реактора, произведена компоновка активной зоны с представленной картограммой загрузки, а также определены нейтронно-физические характеристики активной зоны при заданной мощности РУ.

По результатам выполненных расчетов, было выбрано несколько вариантов компоновки активной зоны (АЗ) для заданных типов РУ. Для выбранных вариантов приведены результаты распределения плотности потоков нейтронов и энерговыделения для АЗ. Произведен сравнительный анализ двух РУ с последующим использованием для проектных решений модернизации энергетических установок.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пелымский Г. А. и др. Торий-перспективный сырьевой ресурс атомной энергетики //Рациональное освоение недр. – 2012. – №. 1. – С. 30-45.
2. Пономарев-Степной Н. Н. и др. Легководный ториевый реактор ВВЭР-Т //Атомная энергия. – 1998. – Т. 85. – №. 4. – С. 263-277.
3. Ерилин И. С. ПОТЕНЦИАЛ ТОРИЯ КАК ОСНОВЫ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА //ИННОВАЦИОННЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И СТРАТЕГИИ РАЗВИТИЯ. – 2017. – С. 33.

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ПАРАМЕТРОВ КАМПАНИИ РЕАКТОРА ИВГ.1М С НОУ-ТОПЛИВОМ

А.С. Сураев, Р.А. Иркимбеков, З.Б. Кожобаев, О.М. Жанболатов, В.С. Гныря

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

Республика Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 10, 071100

E-mail: suraev@nnc.kz

Исследовательский реактор ИВГ.1М является одним из двух исследовательских реакторов, которые сегодня эксплуатируются филиалом ИАЭ РГП «НЯЦ РК». Он предназначен для выполнения научных исследований в области ядерной физики и радиационного материаловедения. В наши дни, при поддержке Департамента Энергетики (США), реактор ИВГ.1М находится в процессе конверсии его активной зоны на топливо низкого обогащения (НОУ-топливо). Ожидается, что запас реактивности новой активной зоны достигнет 5 β, что позволит расширить спектр проводимых испытаний за счет исследований материалов с высоким поглощением нейтронов.

Актуальным на сегодняшний момент является вопрос расчетного прогнозирования топливной кампании реактора, что позволит достичь максимальной энерговыработки и глубины выгорания НОУ-топлива. Таким образом цель данной работы заключается в том, чтобы расчетным путем оценить потребности реактора в топливе, показать

возможности эффективного использования свежего низкообогащенного топлива и предложить схему перегрузки, обеспечивающую хорошую глубину выгорания.

Расчетные исследования выполнены в программном коде MCNP6 [1] с помощью двух конфигураций модели реактора ИВГ.1М с топливом высокого и низкого обогащения. Перед началом расчетных исследований с НОУ-топливом была проведена верификация модели по критическим состояниям, которая необходима для ее актуализации [2]. Для этого использовались результаты проведенных ранее пусков реактора с ВОУ-топливом. Были разработаны сценарии перегрузки топлива, и выполнен расчет длительности кампании и изменения запаса реактивности в каждом из них [3]. В качестве начального выбран вариант полной одновременной замены топлива всей активной зоны. Оценена максимально возможная энерговыработка реактора, которая с учетом особенностей его эксплуатации, наличия «йодной ямы» и ограниченной производительности системы охлаждения теплоносителя составляет 1440 МВт×ч/год.

Данная работа была профинансирована Комитетом науки Министерства образования и науки Республики Казахстан (Грант № AP08856242 «Оптимизация кампании ядерного топлива реактора ИВГ.1М»).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code; Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.
2. Irkimbekov, R.A., Zhagiparova, L.K., Kotov, V.M., Vurim A.D., and Gnyrya, V.S., 2019. Neutronics Model of the IVG.1M Reactor: Development and Critical-State Verification. Atomic Energy, 127, pp. 69-76.
3. Zhanbolatov, O.M., Vurim, A.D., Surayev, A.S., Irkimbekov, R.A., 2022. Development Of Scenarios For Controlling The Fuel Campaign Of The IVG.1M Reactor With Leu-Fuel. In Journal of Physics: Conference Series (Vol. 2155, No. 1, p. 012017). IOP Publishing.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАЗМОХИМИЧЕСКОГО СИНТЕЗА ОКСИДНЫХ КОМПОЗИЦИЙ ДЛЯ УРАН-ТОРИЕВОГО ТОЛЕРАНТНОГО ТОПЛИВА

А.Е. Тихонов, И.Ю. Новоселов, А.Г. Каренгин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vir12@tpu.ru

Применение топливных оксидных композиций (ТОК), включающих изотопы торий-232 и уран-238, для ядерных энергетических установок сверхмалой (до 10 МВт) и малой (до 100 МВт) мощности не потребует дорогостоящего изотопного обогащения, но имеет недостаток – низкую теплопроводность [1]. В аварийных ситуациях без охлаждения это приведет к повышению температуры топлива, развитию пароциркониевой реакции оболочек ТВЭЛов и их разрушению. Решением этой проблемы является создание устойчивого к аварийным ситуациям уран-ториевого толерантного ядерного топлива (Accident Tolerant Fuel), включающего диоксиды урана и тория, равномерно распределенные в оксидной матрице с высокой теплопроводностью и малым поперечным сечением поглощения нейтронов.

В отличие от применяемых методов получения ТОК (золь-гель, раздельное получение и механическое смешение), их плазмохимический синтез в воздушно-плазменном потоке из оптимальных по составу диспергированных водно-органических нитратных растворов (ВОНР), включающих органический компонент (спирты, кетоны), имеет следующие преимущества: одностадийность, высокая скорость, гомогенное распределение фаз с заданным стехиометрическим составом, возможность активно влиять на размер и морфологию частиц, низкие энергозатраты [2].

В работе представлены результаты экспериментальных исследований процесса плазмохимического синтеза модельных оксидных композиций (МОК) из диспергированных растворов ВОНР, включающих ацетон и водные

нитратные растворы неодима (вместо урана), церия (вместо тория) и магния. В ходе исследований проводились лазерная дифракция водных суспензий МОК, сканирующая электронная микроскопия, БЭТ-анализ и рентгенофазовый анализ полученных порошков.

Установлено, что при расходе воды на «закалку» (2,8 кг/с) и частоте диспергатора (50 Гц), увеличение доли матрицы (MgO) с 10 до 30 % в составе МОК «Nd₂O₃-Ce₂O₃-MgO» приводит при различных значениях $\alpha = \text{Nd}_2\text{O}_3/(\text{Nd}_2\text{O}_3+\text{Ce}_2\text{O}_3)$ к снижению размера частиц МОК в водных суспензиях после узла «мокрой» очистки с 9,8 до 9,3 мкм ($\alpha = 0,5$); с 8,9 до 6,8 мкм ($\alpha = 0,6$) и с 6,6 до 4,7 мкм ($\alpha = 0,7$). При этом размер «кристаллитов» в частицах не превышает 70 нм, что подтверждает возможность плазмохимического синтеза наноструктурных топливных оксидных композиций из диспергированных растворов ВОНР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.
2. Novoselov I.Yu., Karengin A.G., Babaev R.G. Simulation of Uranium and Plutonium Oxides Compounds Obtained in Plasma // AIP Conference Proceedings. – 2018. – Vol. 1938, Article number 020016. – p. 1-5.

ПРОЦЕССЫ, ПРОТЕКАЮЩИЕ ПРИ ЛАЗЕРНОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПОВЕРХНОСТИ ТРУБКИ И СВАРНОГО ШВА ТВЭЛА ОТ ЧАСТИЦ УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА

Д.М. Хорохорин, В.А. Хан, О.Г. Баранов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: dmh1@tpu.ru

Создание двухкомпонентной ядерной энергетики необходимо для решения проблем по обращению с отработавшим ядерным топливом. Использование быстрых реакторов позволяет вовлечь в ядерный топливный цикл большее количество изотопов за счет использования топливных композиций с продуктами переработки ОЯТ. Например, обедненный уран, высокофононовый плутоний и минорные актиниды могут использоваться при производстве оксидного уран-плутониевого топлива. Поэтому ведутся работы по изготовлению мокс-топлива.

Фабрикация мокс-топлива состоит из загрузки трубы в сборе топливными таблетками, формирование внутри твэла заданной газовой смеси и последующая герметизация трубы. При загрузке трубы в сборе топливными таблетками, частицы и пылинки топлива могут оседать на поверхности трубки, а также находится в области механического взаимодействия торца трубки с таблеткой. В процессе герметизации трубы в сборе, частицы уран-плутониевого топлива фиксируются в сварном шве. Таким образом, загрязнение на поверхности твэла в основном состоит из частиц топлива на поверхности, удерживающихся за счет сил адгезии и фиксированных в сварном шве.

Существующие методы сухой дезактивации поверхности твэла не обеспечивают требуемый коэффициент дезактивации и могут приводить к отбраковке продукции. Поэтому актуальна разработка новых методов дезактивации поверхности твэла. Из-за различия по теплофизическим свойствам металлов и оксидных частиц, а также способности поглощать электромагнитную волну с разной эффективностью, возможно селективно испарять фиксированные частицы на пороговых режимах высокоинтенсивным лазерным излучением.

Для экспериментальных исследований лазерной дезактивации трубки твэла из стали ЧС-68 от оксидных частиц уран-плутониевого топлива собрана установка, состоящая из источника импульсного лазерного излучения с активным элементом из YAG:Nd, фокусирующей линзы, позиционирующего устройства. В качестве образцов использованы фрагменты трубки и сварного шва твэла с нанесенной на них радиоактивных пылинок. Поверхность образцов подвергалась воздействию импульсным лазерным излучением с длиной волны $\lambda=1,06$ мкм в режиме свободной генерации. Активность образцов определяли с помощью сцинтилляционного гамма-спектрометра.

Область лазерного воздействия исследовалась с помощью электронного микроскопа с энергодисперсионным анализатором и оптического профилометра.

В докладе обсуждаются экспериментальные результаты, полученные при дезактивации поверхности и сварного шва твэла от оксидных частиц уран-плутониевого топлива. Для объяснения получаемых экспериментально результатов составлена математическая модель процессов, протекающих в области пятна лазерного излучения: нагрев пылинок и металла, плавление частиц оксида и нагрев расплава, а также перенос тепла через металл.

АНАЛИЗ СВОЙСТВ ТАБЛЕТОК ИЗ МОДЕЛЬНОГО ДИСПЕРСИОННОГО ТОПЛИВА

Р.Г. Бабаев, Д.Г. Видяев

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vidyaevdg@tpu.ru

В современной атомной энергетике обычно применяется керамическое ядерное топливо [1], имеющее существенный недостаток – низкий коэффициент теплопроводности. Одно из возможных решений этой проблемы состоит в использовании дисперсионного ядерного топлива [2], обладающего более высоким коэффициентом теплопроводности за счет материала матрицы, что позволяет не только увеличить количество отводимой теплоты, но и уменьшить термическое напряжение топливной таблетки и в результате повысить безопасность применения ядерных энергетических установок.

Материалами матрицы, в которую диспергированы топливные частицы, могут выступать металлы, сплавы, а также неметаллы, в частности, графит. Данная работа посвящена исследованию дисперсионного топлива с углеродной матрицей, и цель её заключалась в проведении анализа физических свойств таблеток из модельного дисперсионного топлива, изготовленного на основе оксидов-имитаторов и углеродной матрицы.

Состав пресс-порошков, используемых для получения исследуемых модельных топливных таблеток, включал технический углерод и имитаторы делящихся материалов. В качестве имитаторов оксидов тория, урана и плутония, в составе таблеток использовались оксиды церия, неодима и самария, которые, согласно периодической системе элементов, обладают наиболее близкими к ним свойствами.

В процессе работы исследована плотность изготовленных под давлением до 100 МПа таблеток, с различным содержанием оксидов имитаторов [3], после прессования и нагрева. Установлено, что явной зависимости плотности полученных таблеток от давления прессования не наблюдается.

С помощью модели с дроблением ячейки адиабатическими плоскостями (ВАД) [4] выполнен расчет коэффициентов теплопроводности дисперсионного топлива с углеродной матрицей и его модельного варианта при содержании делящегося вещества в пределах от 5% до 20 %. Установлено, что значения теплопроводности реальных и модельных топливных таблеток близки по значениям, что позволяет говорить о возможности использования модельных оксидов при проведении в дальнейшем практических измерения теплопроводности таблеток из дисперсионного топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Самойлов А.Г. Тепловыделяющие элементы ядерных реакторов.– М.: Энергоатомиздат, 1996.– 400 с.
2. Алексеев С. В. Дисперсионное ядерное топливо. – М.: Техносфера, 2015. – 248 с.
3. Видяев Д.Г., Зайцев И.К. Исследование процесса получения оксидов имитаторов компонент дисперсного топлива // Изотопы: технологии, материалы и применение: Тезисов докладов VII Междунар. научн. конф. молодых ученых, аспирантов и студентов. – Томск, 2021. – С. 145.
4. Мендоса О., Каренгин А.Г., Новоселов И.Ю., Шаманин И.В. Определение теплофизических свойств композиционного материала с использованием различных моделей // Фундаментальные проблемы современного материаловедения. – 2017. – №2. – С. 178–183.

Секция 2.

Ядерная медицина и медицинская физика

DETERMINATION OF DOSE LOADS DURING NCBT WITH ANIMALS

M. K. Kublinsky, M. N. Anikin, A. G. Naymushin

National Research Tomsk Polytechnic University,

30 Lenin Ave., Tomsk, 634050, Russia

E-mail: mkk4@tpu.ru

Neutron capture boron therapy (NCBT) is a radiation science that is a tool for cancer treatment by selectively concentrating boron compounds in tumor cells and then exposing the tumor cells to epithermal radiation from a neutron beam. NCBT produces a nuclear reaction that occurs when boron-10, a stable isotope, is irradiated with low-energy thermal neutrons to form alpha particles (helium - 4) and lithium-7 recoil nuclei.

To conduct research without risk to human life and health, tissue-equivalent phantoms are used, which are very similar in structure and properties to human ones. Their variations are quite extensive. In the course of this work, we will consider the plastic that was studied at the IRT-T reactor, as well as the water phantom, which is under development, but there is already information on its creation.

Currently, a huge number of people suffer from cancer as a result of unfavorable environmental conditions and other factors, so the question of finding the most effective and suitable treatment method for the majority is most acute.

In this paper, it is proposed to determine the dose loads on the body during neutron capture therapy. For this purpose, the paper presents a direct review of the therapy process; practical research with tissue-equivalent plastic and copper; search for studies with a water phantom for further use of the information found; conducting an experiment with an animal.

With the phantom, 10 calculations were performed for 3-4 measurements. The absorbed dose value decreases as you move away from the gate from the value of 0.389 Gy to the value of 0.120 Gy. Each block of the phantom contained two foils: one with a cadmium filter and one without. The results of calculating the flow density by the cadmium difference method and the data obtained are illustrated in the paper. The flow density also decreases with distance from the gate section from a value of $5.06 \text{ neutrons/cm}^2 \cdot \text{s} \cdot 10^8$ to a value of $0.37 \text{ neutrons/cm}^2 \cdot \text{s} \cdot 10^8$.

REFERENCES

1. V. A. Levchenko, Yu. A. Kazansky, V. A. Belugin, A.V. Levchenko, et al., "Neutron-physical and technical characteristics of a medical reactor for neutron therapy", NPP safety and personnel training. IX International Conference: Abstracts (Obninsk, October 24=28, 2005) Part 1. - Obninsk: IATE, 2005. Zyryanov B. N. et al. Remote neutron therapy. – 1991. – c. 35.
2. Smolnikov N. V., Anikin M. N., Naimushin A. G., Lebedev I. I., "Determination of dosimetric loads in biological tissues during neutron capture therapy at the IRT-T reactor" - Tomsk: Scientific Research Institute of TPU, 2018.

THERAPY OF HER2-EXPRESSING HUMAN XENOGRAFTS IN MICE USING ¹⁷⁷LU-LABELLED SCAFFOLD PROTEIN ABY-027: COMPARISON WITH THERAPY USING ANTIBODY TRASTUZUMAB

Y. Liu¹, A. Orlova^{1,2}, V. Tolmachev^{1,2}

¹Department of Immunology, Genetics and Pathology, Uppsala University,

Sweden, Uppsala, 752 36

²National Research Tomsk Polytechnic University,

Russia, Tomsk, 30 Lenin Ave., 634050

E-mail: vladimir.tolmachev@igp.uu.se

We have designed a new agent for radionuclide therapy of HER2-expressing tumours, ABY-027. ABY-027 includes Affibody molecule ZHER2:2891, an albumin binding domain ABD035 and DOTA chelator. ABY-027 was labelled with the beta-emitting radionuclide ¹⁷⁷Lu. The aim of this study was to evaluate efficacy of ¹⁷⁷Lu-ABY-027 in an animal model.

HER2-expressing human xenografts were obtained by implantation of ovarian carcinoma SKOV3 cells (10^7 cells per mouse) on abdomen area of BALB/C nu/nu mice. Treatment was initiated one week later. The mice were randomized into 4 groups, 10 animal per group. Animals in the experimental therapy group were intravenously injected with 20 MBq (20 μ g) of ^{177}Lu -ABY-027. For comparison, animals in another group were treated with 6 injections of trastuzumab, according to clinical protocol, a loading dose (4 mg/kg) followed by weekly doses of 2 mg/kg. One control group was treated with PBS and another with 20 μ g of unlabelled ABY-027. Throughout the experiment, tumour volumes and body weights were measured twice per week. The animals were euthanized when tumours reached a size of 1000 mm³ or became ulcerated, or if an animal's weight dropped by more than 10 % during one week.

The treatment with trastuzumab resulted in the median survival of 55.5 days, which is significantly ($p < 0.05$, log-rank Mantel-Cox test) longer than the median survival of mice in the control groups treated with vehicle (33 days) or unlabelled ABY-027 (42 days). In the group treated with ^{177}Lu -ABY-027, only four animals died by day 75 after tumour inoculation, one because of weight loss and three because of tumour ulceration. Thus, the median survival was not reached and the treatment was more efficient than the treatment using trastuzumab. There was a tendency to an excessive weight loss for animals treated with ^{177}Lu -ABY-027, but the difference with other treatment groups was not significant at any time point ($p > 0.05$, one way ANOVA).

In conclusion, treatment of HER2-expressing human xenografts using ^{177}Lu -ABY-027 extends survival of mice compared to controls. It is more efficient than the standard of care for HER2-expressing cancer, treatment using trastuzumab.

ПОЛИМЕРНЫЕ МЕМБРАНЫ С DLC ПОКРЫТИЯМИ ДЛЯ ПРИЛОЖЕНИЙ СЕРДЕЧНО-СОСУДИСТОЙ ХИРУРГИИ

Е.А. Просецкая, А.А. Рунц, Е.Н. Больбасов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: cap47@tpu.ru

В работе было выполнено модифицирование полимерных мембран из сополимера винилиденфторида с тетрафторэтиленом (ВДФ-ТФЭ) с помощью вакуумно-дугового испарения графитовой мишени в атмосфере аргона. Цель данной работы - исследование влияния режимов осаждения DLC покрытий на свойства полимерных мембран, применяемых для приложений сердечно-сосудистой хирургии.

Мембраны были получены из 6 масс.% раствора ВДФ-ТФЭ. Модифицирование поверхности мембран осуществляли с помощью метода вакуумно-дугового испарения с графитовой мишенью (МПП-6) в атмосфере аргона. Морфологию полимерных мембран исследовали методом сканирующей электронной микроскопии (СЭМ). Изображения обрабатывали с помощью программного обеспечения Image J. Прочность на разрыв и относительное удлинение исследовали на разрывной машине Instron 3344. Кристаллическая структура мембран была исследована методом рентгеновской дифракции на дифрактометре XRD 6000. Измерения краевого угла смачивания поверхности и расчет свободной поверхностной энергии (СПЭ) образцов модифицирования проводили с помощью метода лежащей капли на приборе DSA 25. Краевые углы смачивания воды (H₂O) и диiodметана (CH₂I₂), а также поверхностная энергия, были рассчитаны с использованием метода Оунса, Вендта, Рабеля и Кьельбле (ОВПК). Исследование биосовместимости проводилось с использованием фибробластов эмбриона мыши 3T3L1.

В работе показано, что осаждение DLC покрытия на мембраны не изменяло их морфологии, также не наблюдалось изменение структуры мембраны, каких-либо дефектов волокон мембран не наблюдалось. Модифицирование мембраны приводит к снижению предела прочности от 17,8 до 14,0 МПа и относительного

удлинения от 65,3 до 42,2 %. Процесс осаждения DLC покрытия на поверхность мембран не оказал влияния на кристаллическую структуру и было установлено, что покрытия, сформированные при исследованных параметрах, являются аморфными, это подтверждается отсутствием рефлексов на углах 43,2, 44,3° и 50,4°, соответствующих алмазу, углероду и графиту. Сформированные на поверхности мембран покрытия не оказывали влияния на угол контакта с водой. При этом контактный угол дийодметана (CH₂I₂) уменьшился от 24,2° до 12,6° в случае покрытий. Уменьшение угла контакта свидетельствует об увеличении поверхностной свободной энергии мембран с DLC-покрытием более чем в 10 раз по сравнению с контрольным образцом, от 5,8 до 73,5 мДж/м².

Исследование взаимодействия полученных мембран с клетками *in vitro* проводили с использованием фибробластов эмбриона мышцы 3T3L1. Анализ полученных результатов испытаний с помощью флуоресцентной микроскопии с количественным и качественным анализом адгезировавшихся клеток показал, что сформированные покрытия оказались нетоксичными для фибробластов 3T3L1 и не повлияли на рост клеток.

Исследование выполнено при поддержке Российского научного фонда (проект № 21-73-20262).

ПОЛИМЕРНЫЕ МЕМБРАНЫ С TISIN ПОКРЫТИЯМИ ДЛЯ ПРИЛОЖЕНИЙ СЕРДЕЧНО-СОСУДИСТОЙ ХИРУРГИИ

А.А. Лаушкина, Д.В. Сиделёв, Е.Н. Ботьбасов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aal76@tpu.ru

В работе было выполнено плазменное модифицирование полимерных мембран из поливинилиденфторида (ПВДФ) и его сополимера винилиденфторида с тетрафторэтиленом (ВДФ-ТФЭ) с помощью дуального магнетронного распыления Ti и Si мишеней в атмосфере аргона и азота. Цель работы - исследование влияния длительности плазменной обработки на функциональные свойства полимерных мембран.

Мембраны были получены из 6 масс.% раствора ВДФ-ТФЭ и ПВДФ с соотношением 4 к 1. В качестве растворителя использовалась смесь ацетона и диметилацетамида в соотношении 4 к 1. Модифицирование поверхности мембран осуществляли с помощью дуальной магнетронной распылительной системой с Ti (99,9%) и Si (99,99%) мишенями в атмосфере аргона и азота. Морфологию полимерных мембран исследовали методом сканирующей электронной микроскопии (СЭМ). Изображения обрабатывали с помощью программного обеспечения Image J. Элементный состав мембран исследовали методом энергодисперсионной рентгеновской спектроскопии (ЭДС). Измерения краевого угла смачивания поверхности и расчет свободной поверхностной энергии (СПЭ) образцов модифицирования проводили с помощью метода лежащей капли на приборе DSA 25. Краевые углы смачивания воды и формамида, а также поверхностная энергия, были рассчитаны с использованием метода ОВРК. Исследование биосовместимости проводилось с использованием клеточной культуры.

В работе показано, что при увеличении длительности обработки мембран наблюдалось изменение их морфологии. Наблюдалось оплавление мембран, приводящее к поперечным разрывам волокон. При увеличении времени модификации от 3 до 40 мин происходило увеличение среднего диаметра волокон от 0,48 до 0,69 мкм, что обусловлено конденсацией покрытия на волокнах мембраны. Элементный состав поверхности изменяется по мере увеличения длительности плазменной модификации. Концентрация Ti, Si, N и O практически линейно возрастают, а концентрации C и F наоборот уменьшаются при увеличении длительности обработки от 3 до 40 мин. Плазменная модификация поверхности почти не влияет на угол смачивания водой для всех испытаний с различной по длительности обработки. Однако, по мере дальнейшего увеличения длительности плазменной обработки от 3 до 40

мин наблюдается уменьшение краевого угла формамида от 41 до 6°, увеличение свободной поверхностной энергии до ~2500 мДж/м².

Испытания биосовместимости мембран выполнялось для клеточной структуры из человеческих мультипотентных мезенхимальных стволовых клеток (ММСК). Анализ полученных результатов испытаний с помощью флуоресцентной микроскопии с количественным и качественным анализом адгезировавшихся клеток, а также методом СЭМ, показал нелинейную зависимость приживаемости клеточной структуры от условий модификации мембран.

Исследование выполнено при поддержке Российского научного фонда (проект № 21-73-20262).

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ ПЛАСТИКОВЫХ МАТЕРИАЛОВ, ИЗГОТОВЛЕННЫХ МЕТОДАМИ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ, ДЛЯ СОЗДАНИЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ФАНТОМОВ

А.С. Ермакова, А.А. Григорьева, А.А. Булавская

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ase31@tpu.ru

Ядерная медицина использует методы лучевой терапии для лечения злокачественных новообразований. Она включает в себя лучевую терапию, которая направлена на удаление опухолевых клеток, однако, она также оказывает пагубное влияние и на здоровые клетки организма. Лучевую терапию проводят на клинических ускорителях, которые являются источниками как фотонного, так и электронного излучения [1]. В связи с этим перед началом лечения проводят дозиметрическое планирование, для того чтобы минимизировать лучевую нагрузку на здоровые органы и ткани организма. Для верификации дозиметрических планов и обеспечения гарантии качества лучевой терапии применяют дозиметрические тканезквивалентные фантомы. На сегодняшний день активно исследуются новые методы изготовления данных устройств, которые придут на смену коммерчески доступным фантомам. Авторами было исследовано [2], что создание дозиметрических тканезквивалентных фантомов возможно при помощи аддитивных технологий. В связи с этим существует потребность в исследовании свойств материалов, которые отвечают ряду требований для изготовления фантомов, а также пригодны для методов быстрого прототипирования.

В рамках данной работы проводились исследования свойств PLA-пластика в чистом виде и с различными примесями металла. Для этого были изготовлены тестовые образцы методом послойного наплавления на 3D-принтере Prusa i3 MK3s. Для изготовленных тестовых образцов были проведены томографические испытания на компьютерном томографе GE LightSpeed, по результатам которых были определены значения рентгеновских плотностей образцов. На основе полученных значений рентгеновских плотностей с помощью полуэмпирической формулы были рассчитаны значения электронных плотностей образцов.

На следующем этапе работы были проведены дозиметрические испытания тестовых образцов на линейном клиническом ускорителе Elekta Synregy. Полученные данные поглощенных доз соответствовали значениям в пределах погрешности, рассчитанных в планирующей системе Monaco. На заключительном этапе работы была проведена оценка радиационной стойкости образцов на микротроне МИ-5. Образцы были облучены дозой 60 Гр, что соответствует стандартному курсу лучевой терапии. Было показано, что термопластичный материал тестовых образцов является радиоустойчивым и пригодным для изготовления дозиметрических фантомов.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Министерства науки и высшего образования Российской Федерации в рамках соглашения 075-15-2022-620 (проект № МК-26.2022.1.2).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Черняев А. П., Колыванова М. А., Боршеговская П. Ю. Радиационные технологии в медицине. Часть 1. Медицинские ускорители // Вестник Московского университета. Серия 03. ФИЗИКА. АСТРОНОМИЯ. №6. - М.: 2015. - С. 28-36.
2. Stuchebrov S. G. et al. Making a copy of conventional anthropomorphic phantom section by 3D printing // European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging. – 2020. – Т.47. – №S1. – С. 313-314.

ПРОВЕДЕНИЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ФАНТОМА ВЕРХНЕЙ КОНЕЧНОСТИ, СОЗДАННОГО С ПОМОЩЬЮ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

Ю.А. Зубкова, И.А. Милойчикова, С.Г. Стучебров

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Научно-исследовательский институт онкологии Томского НИМЦ РАН,
Россия, г. Томск, пер. Кооперативный, 5, 634009

E-mail: yaz8@tpu.ru

Верификация сложных планов облучения при процедурах лучевой терапии должна быть неотъемлемой частью контроля качества лечения пациентов с онкологическими заболеваниями [1]. Для этого могут использоваться стандартные дозиметрические фантомы. Данные фантомы являются усредненной моделью, что не всегда позволяет достаточно точно оценить дозу и получить дозные распределения в необходимой зоне интереса. Помимо этого, подобные фантомы имеют высокую стоимость, в результате чего их существует ограниченное количество по всему миру. В связи с этим возникает необходимость разработать более доступный и быстрый способ изготовления дозиметрических фантомов, который позволит изготавливать данные устройства серийно.

Аддитивные технологии позволяют создавать объемные объекты практически любой формы. Таким образом, авторами работы [2] предложено создавать антропоморфные дозиметрические фантомы с помощью технологий трехмерной печати. При использовании данного метода появляется возможность использовать различные пластики и варьировать параметры трехмерной печати изделий. В результате чего фантом становится тканезквивалентным человеку. А в связи с широкой доступностью аддитивных технологий данный метод позволяет значительно сократить стоимость и сроки изготовления фантомов.

В процессе исследования для создания фантома части руки человека было проведено томографическое исследование плеча пациента. На основе полученных данных была разработана и создана трехмерная модель, впоследствии напечатанная на 3D-принтере. Далее были проведены дозиметрические испытания созданного фантома. Облучение проводилось на линейном ускорителе Elekta Synergy методом 3D конформной лучевой терапии фотонным пучком с энергией 6 и 10 МэВ. Для получения дозных распределений в данной работе использовались дозиметрические пленки Gafchromic EBT3. Для проверки соответствия полученных дозных распределений плану облучения была проведена обработка пленочных дозиметров. Итогом работы стало сравнение результатов, полученных с помощью пленочных дозиметров, с дозными распределениями плана облучения.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Министерства науки и высшего образования Российской Федерации в рамках соглашения 075-15-2021-271 (проект № МК-3481.2021.4).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Essers M., Mijnheer B. J. In vivo dosimetry during external photon beam radiotherapy //International Journal of Radiation Oncology* Biology* Physics. – 1999. – Т. 43. – №. 2. – С. 245-259.
2. Stuchebrov S. G. et al. Making a copy of conventional anthropomorphic phantom section by 3D printing // European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging. – 2020. – Т.47. – №S1. – С. 313-314.

ИЗГОТОВЛЕНИЯ МАСТЕР – ШТАМПОВ ДЛЯ МИКРОКОНТАКТНОЙ ПЕЧАТИ ТРЕХМЕРНЫХ (3D) СТРУКТУР ИЗ ПОЛИЭЛЕКТРОЛИТОВ ДЛЯ МЕДИЦИНСКИХ ЦЕЛЕЙ

А.А. Фёдорова, С. Рутковский, С.И. Твердохлебов, Е.Л.Бойцова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aaf37@tpu.ru

В последние годы был достигнут значительный прогресс в области микрокамерных систем для покрытий имплантатов, предлагающих выбор формы, размера, принципы движения и материалы для их изготовления [1].

В нашем исследовании трёхмерные структуры будут формировать микрокамеры. Эти микрокамеры могут быть прикреплены к различным поверхностям, например, к каркасам имплантатов [2]. Микрокамеры заполнены лекарственными препаратами различного назначения, веществами для питания клеток, а также микрокамеры могут хранить стволовые клетки в течении короткого периода времени. Полиэлектrolитные полимеры, образующие микрокамеры, также могут быть легированы магнитными наночастицами или антибактериальными препаратами [3–4]. Стволовые клетки могут расти и на поверхности микрокамер, а специальные белки могут быть использованы для направленной дифференцировки клеток [5].

Следовательно, целью настоящей работы является изготовление мастер-штампов для микроконтактной печати различных трёхмерных микрокамер, состоящих из различных материалов для медицинских целей, исследование способа микроконтактной печати.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. D. J. Mooney, H. Vandenburgh, Cell Stem Cell 2008, 2, 205.
2. J. S. Chen, V. W. Wong, G. C. Gurtner, Front. Immunol. 2012, 3, 1.
3. V. Magdanz, S. Sanchez, O. G. Schmidt, Adv. Mater. 2013, 25, 6581.
4. A. Li, Y. Wang, T. Chen, W. Zhao, A. Zhang, S. Feng, J. Liu, NIR-laser switched ICG/DOX loaded thermo-responsive polymeric capsule for chemo-photothermal targeted therapy, Eur. Polym. J. 92 (2017) 51–60. doi:10.1016/j.eurpolymj.2017.04.019.
5. Huang, W.; Shan, Q.; Wu, Z.; Li, H.; Zhou, M.; Ding, X.; Wang, Z. Retrieval covered metallic segmented Y airway stent for gastrorespiratory fistula of carina or main bronchi. J. Thorac. Cardiovasc. Surg. 2021, 161, 1664–1671

ОЦЕНКА ВЫЖИВАЕМОСТИ КЛЕТОК ПРИ КОМБИНИРОВАННОМ ВОЗДЕЙСТВИИ ИЗЛУЧЕНИЯ И НАНОЧАСТИЦ ЗОЛОТА

И.А. Конобеев, И.Н. Шейно

Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна ФМБА России,

Россия, г. Москва, ул. Живописная, дом 46, 123182

E-mail: beo0@mail.ru

До настоящего времени ни одна теоретическая модель не может воспроизвести эффект радиосенсибилизации золотыми наночастицами, наблюдаемый в экспериментах, где ведущая роль в описании этого эффекта отводится косвенному эффекту образования радикалов [1]. В настоящее время единственной математической моделью оценки выживаемости клеток после облучения, дающая количественное описание оксидативного стресса и использующая его в качестве одного из главных механизмов повреждения клетки, является модель NanOx [2].

С помощью инструментария Geant4 мы рассчитали распределение удельной энергии в наномасштабе и радиохимический выход радикалов •ОН в клетках HeLa при облучении протонами и альфа-частицами разных энергий, а также фотонами Cs-137 (0,661 МэВ). На основе этих расчетов мы показали, что модель NanOx способна воспроизвести экспериментальные данные по выживаемости интактных клеток (Рис.1а). Однако, в случае наличия

в клетках золотых наночастиц расчёт по этой модели не продемонстрировал выраженного радиосенсибилизирующего эффекта, наблюдаемого в эксперименте. Предположив, что наночастицы золота обладают собственной цитотоксичностью даже в малых концентрациях, характерных для экспериментов *in vitro* и введя соответствующие поправки в модель NanOx, нам удалось рассчитать кривые выживаемости в присутствии золотых наночастиц (Рис.1б).

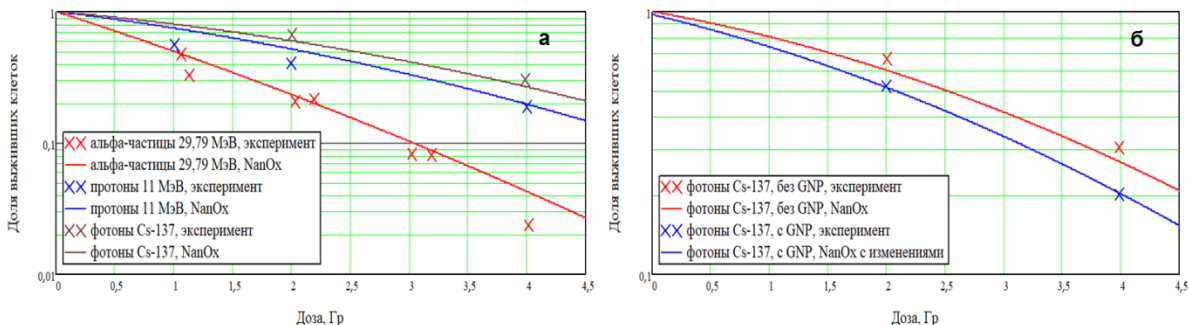


Рис. 1. Выживаемость клеток HeLa после облучения: (а) расчёт по базовой версии модели при отсутствии в клетках препарата; (б) расчёт по дополненной версии в присутствии золотых наночастиц (GNP) в концентрации $\sim 0.1\%$ по массе.

Таким образом, введя поправку на собственную цитотоксичность наночастиц, дополненная нами версия модели NanOx способна воспроизвести экспериментальные данные по выживаемости клеток HeLa после облучения в присутствии в клетках золотых наночастиц.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bromma K., Chithrani D.B. Advances in Gold Nanoparticle-Based Combined Cancer Therapy // *Nanomaterials* (Basel). – 2020. – Т. 10. – № 9. – С. 1671.
2. Cunha M., Monini C., Testa E. et al. NanOx, a new model to predict cell survival in the context of particle therapy // *Physics in medicine and biology*. – 2017. – Т. 62. – № 4. – С. 1248-1268.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПЛАСТИКОВ ДЛЯ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ С ЦЕЛЬЮ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА ГОЛОВЫ ЧЕЛОВЕКА ДЛЯ АДРОННОЙ ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ

О.С. Чернова¹, А.А. Булавская¹, И.А. Милойчикова^{1,2}

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Научно-исследовательский институт онкологии Томского НИМЦ РАН,
Россия, г. Томск, пер. Кооперативный, 5, 634009

E-mail: osc6@tpu.ru

Создание дозиметрических фантомов играет важную роль в планировании и верификации расчетных планов терапевтических процедур в процессе лечения онкологических заболеваний. Так, современные мировые исследования направлены на разработку альтернативных методов изготовления дозиметрических фантомов. Одним из таких методов является применение технологии быстрого прототипирования, поскольку ожидается, что таким образом удастся существенно сократить временные и финансовые затраты на изготовление [1].

На сегодняшний день в связи с особенностями взаимодействия адронных пучков высоких энергий с веществом одним из наиболее эффективных и перспективных методов лечения онкологии считается адронная лучевая терапия. Тяжелые частицы, проходя через ткани человеческого организма, теряют основную часть своей энергии на определенной глубине, что способствует более прицельному воздействию на пораженные участки, не нанося при этом существенного ущерба здоровым клеткам [2]. Поскольку развитие данного вида лучевой терапии

является относительно молодым направлением исследований, необходимо оценить возможность изготовления тканезквивалентного дозиметрического фантома методами трехмерной печати для облучения конкретным видом тяжелых частиц.

В рамках данного исследования в инструментарии GEANT4 с помощью метода Монте-Карло было проведено численное моделирование взаимодействия углеродных пучков с биологическими тканями и пластиком, пригодным для изготовления изделий с помощью технологии быстрого прототипирования. В качестве исследуемых материалов были выбраны жировая, мышечная, костная ткани, головной мозг и PLA-пластик как в чистом виде, так и с примесями меди, оксида кальция CaO и диоксида титана TiO₂. После чего был проведен сравнительный анализ полученных глубинных распределений поглощенной энергии с целью определения термопластических материалов, эквивалентных выбранным биологическим тканям.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Министерства науки и высшего образования Российской Федерации в рамках соглашения 075-15-2022-620 (проект № МК-26.2022.1.2).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Onuh S.O., Yusuf Y.Y. Rapid prototyping technology: applications and benefits for rapid product development // Journal of Intelligent Manufacturing. – 1999. – Т.10. – С. 301–311.
2. Dosanjh M. Development of hadron therapy for cancer treatment in Europe // AIP Conference Proceedings. – 2008. – Т.1032. – №.12. – С. 12–16.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ ГЛУБИННОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ ТЕРАПЕВТИЧЕСКОГО ЭЛЕКТРОННОГО ПУЧКА ПЛАСТИКОВЫМ БОЛЮСОМ

Е.А. Бушмина, Ю.М. Черепенников, А.А. Григорьева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: eab60@tpu.ru

Эффективным способом лечения опухолевых заболеваний является лучевая терапия, основанная на разрушающем действии ионизирующего излучения на опухолевые клетки. Для лечения поверхностно расположенных новообразований показана электронная лучевая терапия [1]. Часто опухоли локализируются в теле человека неравномерно, в связи с этим необходимо создавать сложное глубинное распределение поглощенной дозы. В лучевой терапии для этих целей используют специальные устройства, называемые болюсами. Эти устройства, повторяющие контуры тела человека, располагаются на поверхности тела в поле облучения. Также назначение подобных устройств заключается в снижении лучевой нагрузки на здоровые ткани пациента, располагающиеся вблизи опухоли [2] и уменьшении краевого эффекта, возникающего на границе двух сред – воздуха и тела пациента.

На сегодняшний день в клинической практике для создания болюсов используют специальный материал фирмы Action Volx и парафин, однако первый материал ограничивается простотой формы, а второй – слишком ломкий и хрупкий, в связи с чем, его эксплуатация ограничена несколькими сеансами лучевой терапии. В данной работе предлагается изготовить пластиковый болюс для формирования глубинного распределения дозы терапевтического электронного пучка с помощью методов трехмерной печати. Технологии трехмерной печати на сегодняшний день позволяют с высокой точностью изготовить изделие необходимой формы, что дает возможность создавать индивидуальные болюсы для каждого пациента. Также изделия, изготовленные из термопластичных материалов методами трехмерной печати, отличаются высокой прочностью и теплостойкостью, и как следствие, смогут прослужить весь курс лечения пациента.

В рамках работы были проведены экспериментальные исследования на терапевтическом электронном пучке по формированию глубинного распределения дозы болусами из разных материалов. Было показано, что пластиковый болус, изготовленный методами трехмерной печати, не уступает по своей способности формировать глубинное распределение дозы терапевтического поля коммерчески доступным устройствам.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Министерства науки и высшего образования Российской Федерации в рамках соглашения 075-15-2021-273 (проект № МК-4867.2021.1.2).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Hogstrom K. R., Almond P. R. Review of electron beam therapy physics // *Physics in Medicine & Biology*. – 2006. – Т. 51. – №. 13. – С. R455.
2. Vyas V. et al. On bolus for megavoltage photon and electron radiation therapy // *Medical Dosimetry*. – 2013. – Т. 38. – №. 3. – С. 268-273.

СРАВНЕНИЕ ВЛИЯНИЯ СТРАТЕГИЙ МЕЧЕНИЯ ТЕХНЕЦИЕМ-99М АДРЕСНЫХ МОЛЕКУЛ DARPIN G3 НА БИОРАСПРЕДЕЛЕНИЕ И ВИЗУАЛИЗАЦИЮ ЭКСПРЕССИИ HER2

М.С. Ларькина^{1,2}, Е.А. Безверхняя^{1,2}, М.С. Третьякова², Е.В. Плотников²,
А.А. Шульга^{2,4}, Е.В. Коновалова^{2,4}, А.Г. Воробьева^{2,3}, Р.В. Зельчан², Ф.Ш. Юлдашева², М.В. Белоусов^{1,2}, В.М.
Толмачев^{2,3}, С.М. Деев^{2,4}

¹Сибирский государственный медицинский университет,
Россия, г. Томск, Московский тракт, 2, 634050

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

³Университет Уппсалы,
Швеция, г. Уппсала, 752 36

⁴Институт биоорганической химии им. академиков М.М. Шемякина и Ю.А. Овчинникова,
Россия, Москва, ул. Миклухо-Маклая, 16/10, 117997

E-mail: marialarkina@mail.ru

Сверхэкспрессия рецептора эпидермального фактора роста человека второго типа (HER2) наблюдается при раке молочной железы, яичников, легкого, желудка, простаты и других видов рака [1]. Перспективной альтернативой биопсийным методам в выявлении рака с гиперэкспрессией HER2 является радионуклидная молекулярная визуализация с использованием таргетной молекулы DARPin G3, меченной доступным радионуклидом технецием-99м [2].

В качестве объекта исследования использовали рекомбинантные адресные молекулы DARPin G3 с аминокислотными хелатными группами на С-конце (GGGC, EEEС или GGGSGGGSGGGSC), меченые окси-технецием-99м пяти-валентым. *In vivo* исследования меченых вариантов проводили на иммунодефицитных мышах Nu/J с ксенографтами SKOV-3 и PC-3 в сравнении с вариантом DARPin G3, меченым карбонильным технецием-99м посредством гистидин-глутаматного-тага, размещенного на N-конце.

Радиохимические выходы всех радиоконъюгатов – свыше 80% при радиохимической чистоте более 95%. В результате было проведено биораспределение у мышей вариантов DARPin G3, полученных двумя стратегиями мечения технецием-99м: окси-технеция-99м в сравнении с трикарбонильной химией. Для всех вариантов поглощение опухолью в SKOV-3 ксенографтах с высокой экспрессией HER2 было значительно выше ($p < 0,05$, непарный t-критерий), чем в PC-3 ксенографтах с низкой экспрессией HER2. Стабильность *in vivo* подтверждена для всех вариантов низким поглощением активности в слюнных железах и желудке. Применение стратегии окси-технеция-99м позволяет снизить поглощение в почках от 4 до 25 раз, однако повышается захват в печени, легких и

селезенке по сравнению с агентом, меченным трикарбонильным технецием-99м, особенно существенно для лизин-содержащего варианта. Однако, при этом GGGC- и GGGSGGGSGGGSC-содержащие варианты все-таки имеют благоприятный профиль распределения активности у мышей.

Таким образом, созданные таргетные агенты на основе DARPIn G3 и технеция-99м специфически связываются с опухолями в ксенографтах SKOV-3, экспрессирующих HER2, и являются подходящими агентами для визуализации экспрессии HER2 и стратификации пациентов для терапии, направленной на HER2.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Roskoski R. Small molecule inhibitors targeting the EGFR/ErbB family of protein-tyrosine kinases in human cancers. Jr. Pharmacol Res. – 2019. – №139. – P.395-411.
2. Deyev S. M., et al. Comparative evaluation of two DARPIn variants: effect of affinity, size and label on tumor targeting properties. Mol. Pharm. – 2019. – №16. – P. 995–1008.

РАЗРАБОТКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ ДЛЯ МНОГОУГЛОВОГО СКАНИРОВАНИЯ МЕДИЦИНСКИХ ПУЧКОВ

А. Е. Шарыпова, А.А. Булавская, А.А. Григорьева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aes46@tpu.ru

Радиоактивные изотопы имеют обширное применение: в медицине, радиационной физике и химии, а также в сельском хозяйстве. В медицине ионизирующее излучение используется для терапии и диагностики онкологических заболеваний [1]. При проведении процедур лучевой терапии важным критерием остается контроль параметров терапевтических пучков. Такие параметры как энергия пучка, положение его центра и поперечные размеры, поперечное распределение потока частиц пучка имеет решающее значение для увеличения эффективности процедур лучевой терапии [2]. Кроме этого существует необходимость постоянного контроля соответствия дозы доставленной пациенту во время сеанса облучения, запланированной с целью обеспечения максимальной эффективности процедуры. В связи с этим встает вопрос об актуальности разработки единого стандартизированного метода, позволяющего измерять и контролировать параметры пучков медицинского назначения.

В рамках данной работы для измерения поперечного профиля пучка был предложен метод многоуглового сканирования, основанный на математической реконструкции. Для апробации предложенного метода измерения был разработан макет сканирующего устройства и программное обеспечение для сбора и обработки данных. В качестве детектирующего элемента использовалось сцинтилляционное оптоволокно BCF-60 Saint-Gobain [3]. В ходе исследования был измерен поперечный профиль электронного пучка микротрона МИ-5. Для верификации полученных данных было проведено сравнение с пленочными дозиметрами. Полученные данные свидетельствуют об эффективности метода многоуглового сканирования для измерения поперечных профилей медицинских пучков.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Российского научного фонда (проект № 21-79-00252).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Joiner M. C., van der Kogel A. J. (ed.). Basic clinical radiobiology. – CRC press, 2018 – 349 с.
2. Patera V., Sarti A. Recent advances in detector technologies for particle therapy beam monitoring and dosimetry // IEEE Transactions on Radiation and Plasma Medical Sciences. – 2019. – Т. 4. – №. 2. – С. 133-146.
3. Plastic Fiber BCF-60. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.crystals.saint-gobain.com/radiation-detection-scintillators/fibers> – 12.05.2022

РАЗРАБОТКА СПОСОБА МЕЧЕНИЯ ЛИГАНДА НА ОСНОВЕ ИНГИБИТОРА ПРОСТАТСПЕЦИФИЧЕСКОГО МЕМБРАННОГО АНТИГЕНА

К. Сейтова, М.В. Белоусов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: sagramina@gmail.com

Стремительное развитие ядерной медицины способствует разработке новых радиофармацевтических препаратов (РФП). Широкое применение РФП обусловлено высокой эффективностью в диагностике заболеваний на ранних этапах развития и в таргетной терапии заболеваний различной этиологии, в том числе онкологических патологий.

Простатспецифический мембранный антиген (PSMA) является интегральным мембранным протеином, гиперэкспрессированным на поверхности опухолевых клеток при РПЖ. Экспрессия PSMA повышена в 90–100 % случаев РПЖ. Данная молекула является активно исследуемой и перспективной мишенью для таргетной терапии [3]. На сегодняшний день известны три класса низкомолекулярных лигандов PSMA-рецептора, среди которых особо выделяются производные на основе мочевины [1], однако нахождение оптимальной структуры лиганда остаётся актуальной задачей современной химии. Исследуемый в данной работе BQ7876 обладает высоким сродством к PSMA и эффективно связывается с ним [2].

Материалы и методы. Визуализацию радиохроматограмм проводили с помощью ТСХ-сканера («ELYSIA Raytest. Model: Gamma BGO-V, Detector+miniGita, Германия), для измерения радиоактивности использовали дозкалибратор АТОМЛАВ 500 (Biodex). Реактивы Fluka, Acros Organics, Panreac, Sigma Aldrich. К раствору BQ7876 (3 мкл, 3 нмоль) добавили 80 мкл 1М раствора аскорбата натрия (рН 6,0). Затем к данной смеси добавили раствор [¹⁷⁷Lu]LuCl₃ (12 мкл в 0,1 М HCl, 83–108 МБк) и инкубировали при температуре 85 °С в течение 30 мин. Радиохимический выход и чистоту определяли с использованием iTLC-бумаги в 0,2 М растворе лимонной кислоты (рН 2,0).

Результаты. Установлено, что мечение BQ7876 ¹⁷⁷Lu проходит успешно. Радиохимический выход составил 99%. В связи с высокой радиохимической чистотой не требуется проводить дополнительную очистку вещества. В условиях инкубации 30 мин при комнатной температуре на 3 нмоль BQ7876 необходимо 12 мкл раствора изотопа ¹⁷⁷Lu (с активностью 83–108 МБк). Таким образом, на основании полученных данных была предложена методика введения метки ¹⁷⁷Lu в молекулу BQ7876.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Abouzayed A. Synthesis and Preclinical Evaluation of Radio-Iodinated GRPR/PSMA Bispecific Heterodimers for the Theranostics Application in Prostate Cancer // *Pharmaceutics*, 2019. – № 11. – P. 358.
2. Lundmark F. Heterodimeric Radiotracer Targeting PSMA and GRPR for Imaging of Prostate Cancer-Optimization of the Affinity towards PSMA by Linker Modification in Murine Model // *Pharmaceutics*, 2020. – V. 12. – № 7. – P. 1–15.
3. Mitran B. Bispecific GRPR-Antagonistic Anti-PSMA/GRPR Heterodimer for PET and SPECT Diagnostic Imaging of Prostate Cancer // *Cancers*, 2019. – № 11. – P. 1371.

IN VIVO И ТЕРАПЕВТИЧЕСКОЕ СРАВНЕНИЕ КОНЬЮГАТОВ АФФИБОДИ, НАГРУЖЕННЫХ АУРИСТАТИНОМ И ПРЕПАРАТАМИ, ПРОИЗВОДНЫМИ МАЙТАНЗИНА

В. В. Боденко¹, Wen Yin², Tianqi Xu³, Haozhong Ding², Jie Zhang², М.С. Третьякова¹, М.В. Белоусов⁴, Yongsheng Liu³, Maryam Oroujeni³, А.М. Орлова^{1,3}, В.М. Толмачев^{1,3}, Torbjörn Gräslund², А.Г. Воробьева^{1,3}

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

²Королевский технологический институт,
Швеция, г. Стокгольм, Roslagstullsbacken 21, 114 17,

³Университет Уппсалы,
Швеция, г. Уппсала, 752 36

⁴ФГБОУ ВО СибГМУ Минздрава России,
Россия, г. Томск, Московский тракт, 2, 634050

E-mail: bodenkovitalina@gmail.com

Комбинирование специфичности каркасного белка - аффибоди с цитотоксической активностью ауристатины и препаратов, производных майтанзина позволяет получить перспективные лекарственные средства для лечения рака со сниженной системной токсичностью [1].

В данном исследовании проводили *in vivo* сравнение HER-2 специфичных конъюгатов, содержащих ауристин - ZHER2-ABD-mcMMAE и ZHER2-ABD-mcMMAF и содержащих производное майтазина - ZHER2-ABD-mcDM1, с использованием в качестве контроля HER-2 несвязывающийся конъюгат ZTaq-ABD-mcMMAF. Материалом для исследования биораспределения послужили образцы органов и опухолей самок мышей BALB/c nu/nu, несущих ксенотрансплантаты SKOV3, после внутривенного введения радиоактивно меченных конъюгатов и количественного определения активности в органах и опухолях через 4ч, 24ч и 48ч после инъекции с использованием автоматизированного гамма-спектрометра с NaI(Tl) детектором (2480 Wizard, Wallac, Финляндия), а также контролем роста опухолей и медианой выживаемости для оценки экспериментальной терапии.

Наиболее выраженная разница в поглощении наблюдалась через 4ч после инъекции, где накопление препарата в крови было значительно ($p < 0,05$) выше для $[99mTc]Tc$ -ZHER2-ABD-mcMMAE ($16,1 \pm 1,6$ %ID/г) с значительно ($p < 0,05$) более высоким поглощением опухолью ($6,2 \pm 0,5$ %ID/г). Поглощение опухолью $[99mTc]Tc$ -ZHER2-ABD-mcMMAF и $[99mTc]Tc$ -ZHER2-ABD-mcDM1 было одинаковым в трех временных точках ($4,1 \pm 0,9$, $6,8 \pm 2,0$, $8,5 \pm 1,5$ %ID/г и $3,8 \pm 1,4$, $6,2 \pm 1,1$, $7,1 \pm 1,8$ %ID/г соответственно), а также наблюдалось снижение поглощения в большинстве органов и увеличение поглощения опухолью с течением времени. Поглощение печенью было наиболее ($p < 0,05$) низким для $[99mTc]Tc$ -ZHER2-ABD-mcMMAF (4ч - $6,6 \pm 0,5$ %ID/г, 24ч - $5,2 \pm 0,4$ %ID/г, 48ч - $4,7 \pm 0,1$ %ID/г). Однако, наиболее высокий противоопухолевый эффект наблюдался в группе ZHER2-ABD-mcMMAF, где медиана выживаемости не была достигнута и 50% мышей имели полную ремиссию без обнаруживаемой опухоли, 20% мышей имели устойчивую ремиссию с макроскопическими опухолями.

Выводы. Таким образом, конъюгат $[99mTc]Tc$ -ZHER2-ABD-mcMMAF, обладающий низким накоплением в печени, наиболее высоким противоопухолевым эффектом и значительно увеличивающий выживаемость, является эффективным кандидатом для терапии рака.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Altai, M.; Liu, H.; Ding, H.; Mitran, B.; Edqvist, P.-H.; Tolmachev, V.; Orlova, A.; Gräslund, T. Affibody-derived drug conjugates: Potent cytotoxic molecules for treatment of HER2 over-expressing tumors. *J. Control. Release* 2018, 288, 84–95.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ УСКОРИТЕЛЯ P7-M ДЛЯ ЦЕЛЕЙ БНЗТ

А.Е. Овсенёв, М.Н. Аникин, А.Г. Наймушин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aeo3@tpu.ru

Одним из методов лечения онкологических заболеваний является бор-нейтронозахватная терапия (БНЗТ). В качестве источника нужного потока эпитепловых нейтронов для БНЗТ [1] используются исследовательские

ядерные реакторы и ускорители различного типа. В настоящее время, более перспективными для проведения лечения методом БНЗТ используются ускорители заряженных частиц.

В данной работе предлагается провести расчеты на циклическом ускорителе Р7-М Томского политехнического университета по обоснованию применению метода БНЗТ. За основу планируется взять четвертый канал ускорителя, где осуществляется взаимодействие потока дейтронов с энергией 13,6 МэВ и током 50 мкА с бериллиевой мишенью – $Be^9(d,n)V^{10}$ (рисунок 1).

Исходные характеристики потока нейтронов на выходе из канала – $6,5 \cdot 10^9$ н/стерадиан·мкА·с и энергией $4 \div 11,8$ МэВ [2]. Планируется провести расчеты в программных комплексах PHITS для определения и размещения в канал-коллиматор ускорителя наиболее подходящего замедлителя (Fluental, AlF_3 , D_2O , CaF_2) для получения нужных характеристик плотности нейтронного потока для БНЗТ [3].

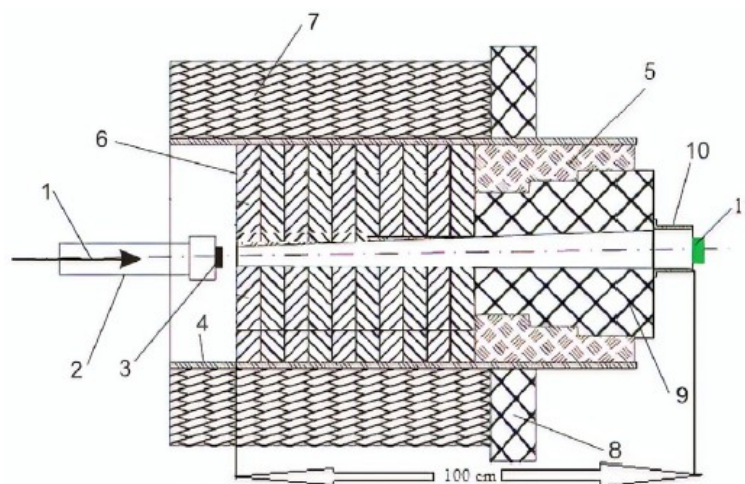


Рис. 1. Схема 4-го канала ускорителя Р7М: 1 – дейтронный пучок; 2 – канал ионного пучка; 3 – мишень; 4 – железная труба; 5 – полиэтиленовый коллиматор; 6 – железные диски; 7 – бетонная стена; 8 – радиационная защита из полиэтилена; 9 – съемный полиэтиленовый коллиматор; 10 – конус; 11 – детекторные пленки

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Sauerwein W., Wittig A., Moss R., Nakagawa Y. (editors). Neutron Capture Therapy: Principles and Applications. – Springer, 2012. 553-558 с.
2. Зырянов Б. Н. и др. Дистанционная нейтронная терапия. – 1991. – с. 35.
3. Капула М.Е., Минский Д.М., Крайнер А.Ю. Применение реакции ${}^9Be(d,n){}^{10}B$ для АБ-БНЗТ лечения кожи и глубоких опухолей // Прикладное излучение и изотопы. – 2011. – Т. 69. – №. 12. – с. 84-87.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЗОВОЙ НАГРУЗКИ ПРИ «IN-VITRO» ИССЛЕДОВАНИЯХ НЗТ НА ВЫВЕДЕННОМ ПУЧКЕ РЕАКТОРА ИРТ-Т

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

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: mvg232@tpu.ru

Борная нейтрон-захватная терапия (БНЗТ) – это методика, разработанная для избирательного облучения опухоли на клеточном уровне, основанная на том, что ${}^{10}B$ поглощает тепловые нейтроны по реакции ${}^{10}B(n,\alpha){}^7Li$. Альфа-частица и ион отдачи имеют совместную среднюю кинетическую энергию 2,33 МэВ и их пробег в ткани не превышает 12-13 мкм, что сопоставимо с размерами клетки.[1]

Основное применение БНЗТ находят для лечения неоперабельных и радиорезистентных злокачественных новообразований. Проведение экспериментальных предклинических «in vitro» исследований на экспериментальном канале реактора ИРТ-Т позволит определить комбинацию материала вставки для оптимизации дозовых нагрузок и

времени облучения. Однако перед экспериментальными исследованиями необходимо произвести моделирование данного процесса.

Формирование модели проводилось в программе PHITS (*Particle and heavy ion transport code system*), которая осуществляет моделирование переноса излучения методом Монте-Карло.[2] Проводился расчет поглощенной дозы в эпидорфах при пустом канале и со вставками из алюминия, висмута, и свинца. Модель канала со вставками из разных материалов представлена на рисунке 1.

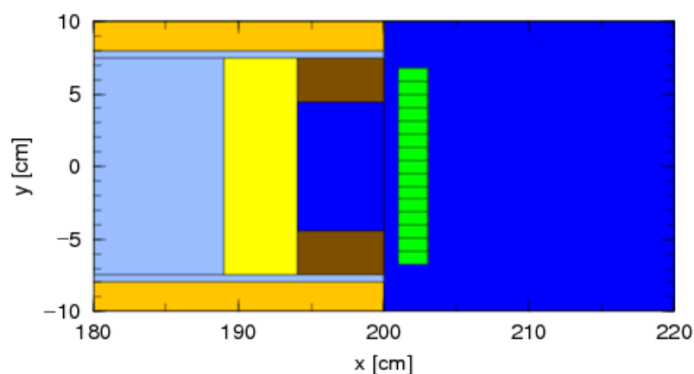


Рис. 1. Расчетная модель со вставкой алюминия, висмута и свинца

Использование вставок из алюминия, висмута и свинца, толщиной 8, 5 и 6 см соответственно, размещенных по длине канала, позволили снизить поглощенные дозы в центральном и крайнем эпидорфе в 4,83 и 8,80 раз соответственно. Однако, при этом плотность потока нейтронов тоже уменьшается в 5,85 раз.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Hawthorne M. F., Shelly K., Wiersema R. J. (ed.). *Frontiers in neutron capture therapy*. – Springer, 2013.
2. Sato T. et al. Recent improvements of particle and heavy ion transport code system: PHITS //EPJ Web of Conferences. – EDP Sciences, 2017. – Т. 153. – С. 06008.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ КИНЕТИКИ БОРСОДЕРЖАЩИХ ПРЕПАРАТОВ ДЛЯ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ

Д.А. Гиневский, П.В. Ижевский, И. Н. Шейно

ГНЦ Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна ФМБА России

Россия, г. Москва, ул. Живописная, д. 46, 123098

e-mail: dgin@oits.ru

При нейтрон-захватной терапии (НЗТ) локальное увеличение поглощенной дозы создается за счет вторичного излучения, возникающего при взаимодействии нейтронов с поглощающим элементом (^{10}B), входящим в состав предварительно доставленного в опухоль препарата. Эффективность НЗТ зависит от скорости накопления бора клетками опухоли [1-2].

Цель работы - моделирование динамики содержания ^{10}B в клетках опухоли и окружающих тканей. Модель основана на системе стохастических дифференциальных уравнений (СДУ), где все параметры задаются при помощи случайных функций времени и координат. Для определения мгновенных значений параметров системы СДУ в каждой точке пространства функции плотности вероятности записывается в виде иерархичной системы случайных процессов. Каждый процесс описывается распределением Гаусса. Математическое ожидание каждого параметра можно определить экспериментально. Первый случайный процесс связан с погрешностью проведения эксперимента по определению среднего значения. Помимо этого, учитываются случайные процессы, обусловленные неоднородностью структуры биологической ткани, характером конкретного процесса, а также случайные процессы, определяемые жизнедеятельностью организма [3].

Подход позволяет рассматривать ткань как сложную структуру с возможностью внутренних изменений. Модель позволяет получить количественную оценку параметров в течение заданного периода. Получить подобные оценки в ходе экспериментальных исследований не удастся.

Результаты представлены на рис.1: в правой части изменения концентрации ^{10}B в крови (красная линия), в здоровых тканях (синяя линия) и в опухоли (зеленая линия). В левой части рис. 1 представлено пространственное распределение концентрации ^{10}B в указанных тканях в различных временных точках после введения.

Вывод. Основанное на системе СДУ моделирование позволяет установить оптимальное время начала облучения пациента потоком нейтронов.

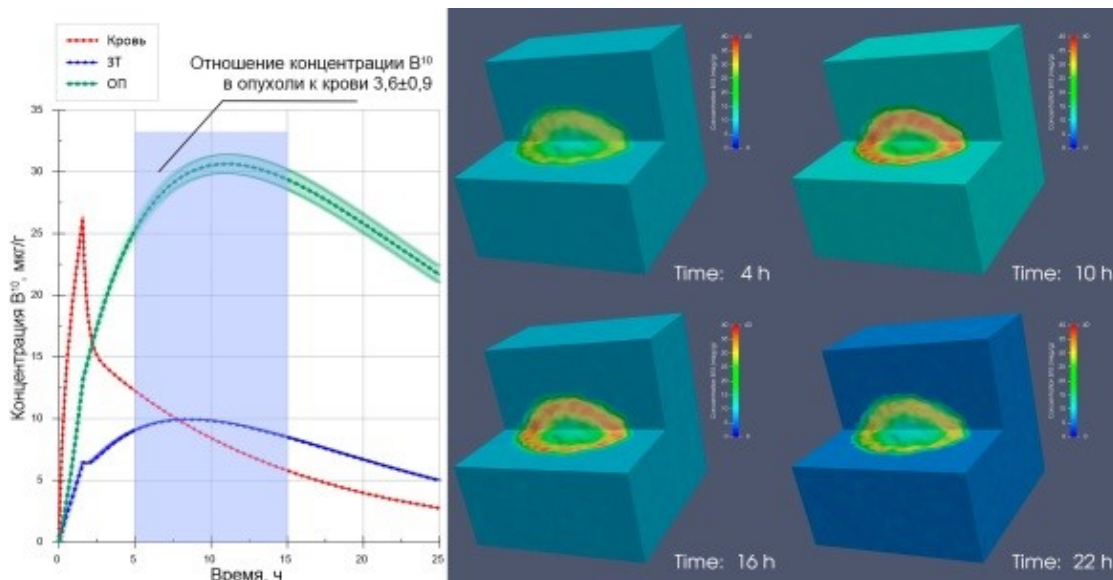


Рис. 3. Изменения концентрации ^{10}B в тканях

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шейно И.Н., Ижевский П.В., Липенголец А.А. и др. Разработка бинарных технологий лучевой терапии злокачественных новообразований: состояние и проблемы // Бюлл. сибирской медицины–2017.–Т.16.– №3.– С.192–209.
2. Kiger W.S., Palmer M.R., Riley K.J. et al. Pharmacokinetic modeling for boronophenylalanine-fructose mediated neutron capture therapy: ^{10}B concentration predictions and dosimetric consequences// J. Neuro- Oncology.- 2003.-v.62.- p.171–186.
3. Гиневский А.Ф., Гиневский Д.А., Ижевский П.В. Моделирование пространственно-временного распределения лекарственного агента в биологической ткани// Матем. моделирование.– 2021.–Т.33.– №11.– С.3–17.
- 4.

ОЦЕНКА ТЕРАПЕВТИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ТАРГЕТНОГО КОНЬЮГАТА НА ОСНОВЕ ГИБРИДНОЙ КОНСТРУКЦИИ ЭКЗОТОКСИНА A PSEUDOMONAS И DARPIN G3 В ОТНОШЕНИИ HER2-ПОЗИТИВНЫХ ЗЛОКАЧЕСТВЕННЫХ ОПУХОЛЕЙ

Е.А. Безверхняя^{1,2}, М.С. Ларькина^{1,2}, М.С. Третьякова^{2,3}, Е.В. Плотников², Е.В. Подрезова², А.А. Шульга^{2,5}, Р.В. Зельчан^{2,3}, М.С. Юсубов², М.В. Белоусов^{1,2}, В.М. Толмачев^{2,4}, А.М. Орлова^{2,4}, С.М. Деев^{2,5}

¹ФГБОУ ВО СибГМУ Минздрава России,

Россия, г. Томск, Московский тракт, 2, 634050

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

³Научно-исследовательский институт онкологии Томского НИМЦ РАН,

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

⁴Университет Уппсалы,

Швеция, г. Уппсала, 752 36

⁵Институт биоорганической химии им. академиков М.М. Шемякина и Ю.А. Овчинникова,

Россия, Москва, ул. Миклухо-Маклая, 16/10, 117997

E-mail: yekaterinabezv@mail.ru

Новый таргетный конъюгат на основе гибридной конструкции экзотоксина A *Pseudomonas* и DARPin G3 (G3-LoPE) является перспективным иммунотерапевтическим агентом для терапии HER2-позитивного рака [1]. Цель исследования заключалась в оценке новой таргетной конструкции G3-LoPE как перспективного агента для терапии злокачественных опухолей с гиперэкспрессией HER2 рецептора.

Для исследований *in vitro* в отношении HER2+ и HER2- опухолевых линий получали конъюгат 99mTc-G3-LoPE. Для радионуклидной визуализации получали комплекс 99mTc-G3. Терапевтическая эффективность G3-LoPE исследовалась на иммунодефицитных мышах NU/J с HER2+ ксенотрансплантатами SKOV-3 и HER2- ксенотрансплантатами PC-3.

G3-LoPE оказывает дозозависимый цитотоксический эффект в отношении HER2+ линии SKOV-3. Радионуклидная молекулярная визуализация с радиокомплексом 99mTc-G3 позволяет различать опухоли с высокой и низкой экспрессией HER2, что подтверждает высокую HER2-специфичность. Оценка терапевтического эффекта изучаемой таргетной конструкции у мышей с ксенографтами SKOV-3, показала продление медианной выживаемости мышей по сравнению с контролем.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Hodeib, M., et al., A review of HER2-targeted therapy in breast and ovarian cancer: lessons from antiquity - CLEOPATRA and PENELOPE. *Future Oncology*, 2015. 11. P. 3113–3131.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ КИНЕТИКИ ПРЕПАРАТОВ ПЛАТИНЫ ПРИ ХИМИОЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ

Д.А. Гиневский, П.В. Ижевский, И.Н. Шейно

ГНЦ Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна ФМБА России

Россия, г. Москва, ул. Живописная, д. 46, 123098

e-mail: dgin@oits.ru

При химиолучевой терапии (ХЛТ) уничтожение опухоли достигается за счет сочетанного действия химиотерапевтического препарата и воздействия фотонов на клетки. Локальное увеличение поглощенной дозы возможно за счет вторичного излучения возникающего при взаимодействии фотонов с поглощающим элементом (Pt), входящим в состав предварительно доставленного в опухоль лекарства (цисплатина). Эффективность ХЛТ будет выше при накоплении Pt клетками опухоли [1].

Цель работы - моделирование динамики содержания Pt в клетках опухоли и окружающих ее тканей. Модель основана на системе стохастических дифференциальных уравнений (СДУ), где все параметры задаются при помощи случайных функций времени и координат. Для определения мгновенных значений параметров системы СДУ в каждой точке пространства функции плотности вероятности записывается в виде иерархичной системы случайных процессов. Каждый процесс описывается распределением Гаусса. Математическое ожидание каждого параметра можно определить экспериментально. Первый случайный процесс связан с погрешностью проведения эксперимента по определению среднего значения. Помимо этого, учитываются случайные процессы, обусловленные неоднородностью структуры биологической ткани, характером конкретного процесса, а также случайные процессы, определяемые жизнедеятельностью организма [2]. Модель позволяет получить количественную оценку параметров в течение заданного периода. Получить подобные оценки в ходе экспериментальных исследований не удастся.

Результаты представлены на рис.1: изменения концентрации Pt в опухоли - поверхностный слой (ПС) и внутренний слой (ВО), и в здоровых тканях (ЗТ). Оптимальное время (сутки) облучения выделено серым цветом. Вывод. Основанное на системе СДУ моделирование позволяет установить оптимальное время начала облучения пациента при ХЛТ.

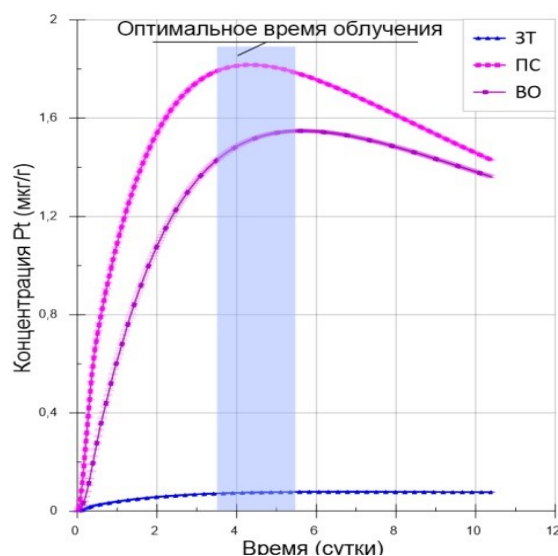


Рисунок 4 Изменения концентрации Pt в клетках и оптимальный период облучения опухоли

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Holding J.D., Lindup W.E., Bowdler D.A., Siodlak M.Z., Stell P.M. Disposition and tumour concentrations of platinum in hypoalbuminaemic patients after treatment with cisplatin for cancer of the head and neck // Br. J. Clin. Pharmac.- 1991.- v. 32.- p. 173-179.
2. Гиневский А.Ф., Гиневский Д.А., Ижевский П.В. Моделирование пространственно-временного распределения лекарственного агента в биологической ткани// Матем. моделирование.- 2021.-Т.33.- №11.- С.3-17.

ИСПЫТАНИЯ ГЕТЕРОГЕННОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО ФАНТОМА ГРЫЗУНА, ИЗГОТОВЛЕННОГО МЕТОДАМИ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ

В.А. Куйвалайнен¹, И.А. Милойчикова^{1,2}, С.Г Стучебров¹

¹Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050

²Научно-исследовательский институт онкологии Томского НИМЦ РАН,
Россия, г. Томск, пер. Кооперативный, 5, 634009

E-mail: vak97@tpu.ru

На сегодняшний день встает вопрос о разработке новых радиотерапевтических методик и внедрения их в клиническую практику [1], в связи с тем, что за последние 10 лет в России число людей, имеющих в анамнезе злокачественное образование увеличилось почти на 23% [2].

Для того чтобы ввести новый метод терапии необходимо проводить большое количество исследований, которые будут подкрепляться доклиническими данными. На сегодняшний день в разработке новых методов терапии применяются мелкие лабораторные животные, такие как мыши и крысы. Таких животных в радиотерапии используют для оценки биологических эффектов дозы облучения новых методик лучевой терапии. В связи с использованием животных встает вопрос об этической стороне вопроса, поэтому существует необходимость снижения уровня страданий животных и в целом их количества в исследованиях. Для этого актуальным становится применение искусственных моделей животных, так называемых фантомов, что позволит сократить количество экспериментальных исследований на животных, а в некоторых случаях полностью их заменить.

В рамках данной работы для изготовления образца дозиметрического фантома мелкого грызуна использовались технологии трехмерной печати. На основе томографических данных реального грызуна были разработаны объемные цифровые модели тела и внутренних органов с учетом анатомических особенностей животного. Была проведена постобработка полученных трехмерных моделей лабораторного животного с учетом планируемых к размещению дозиметрических устройств. На основе разработанных моделей методом послойного наплавления был изготовлен образец дозиметрического фантома грызуна из термопластичных материалов. На следующем этапе работы были проведены дозиметрические испытания изготовленного фантома на гамма-терапевтическом аппарате Theratron Equinox 80. Для оценки поглощенной дозы использовались пленочные дозиметры Gafchromic EBТЗ, распложенные в зонах интереса. В заключении была проведена обработка пленочных дозиметров и сравнение с дозиметрическим планом облучения.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Министерства науки и высшего образования Российской Федерации в рамках соглашения 075-15-2021-271 (проект № МК-3481.2021.4).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Gerber D.E., Chan T.A. Recent advances in radiation therapy // American family physician. – 2008. – Т. 78. – №. 11. – С. 1254-1262.
2. А. Д. Каприн, В.В. Старинский, А.О. Шахзадова. Злокачественные новообразования в 2019 году. – М.: МНИОИ им. П.А. Герцена – филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России, – 2020. – илл. – 252 с.

ИЗГОТОВЛЕНИЯ МАСТЕР-ШТАМПОВ ДЛЯ МИКРОКОНТАКТНОЙ ПЕЧАТИ ДВУХМЕРНЫХ (2D) СТРУКТУР ИЗ ПОЛИЭЛЕКТРОЛИТОВ ДЛЯ МЕДИЦИНСКИХ ЦЕЛЕЙ

А.С. Молчанова, С. Рутковский, С.И. Твердохлебов, Е.Л. Бойцова

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: asm77@tpu.ru

На данный момент контролируемая таргетная доставка лекарственных веществ имеет перспективное развитие для лечения различных заболеваний, в том числе и для онкологических.

Чтобы уменьшить неблагоприятное воздействие на организм человека во время лечения онкологических заболеваний разрабатывается система таргетной доставки лекарственных веществ. Что позволит значительно уменьшить вред от воздействий на организм человека.

Ключевые слова: шрифты – таргетная доставка, полиэлектролитные многослойные пленки, онкологическое заболевание, тонкие пленки, полиэлектролиты.

Полиэлектролитные многослойные (ПЭМ) тонкие пленки в настоящее время являются популярной кандидатурой для нанесения покрытий на поверхность. Это объясняется благодаря их универсальности, возможности регулирования и простоте способа производства.

Создание хорошо продуманных микро- и наноструктур является необходимым условием для тонких плёнок, начиная от электронных схем, напыление на покрытия и заканчивая возможностью доставки лекарств.

Целью настоящей работы является изготовление мастер-штампов для микроконтактной печати различных двумерных структур, состоящих из различных материалов для медицинских целей.

В ходе работы исследовали более эффективные процессы получения 2D-структур из различных полиэлектролитов (полимеров) методом микроконтактной печати с использованием силиконовых штампов. Выполнение синтеза магнитных наночастиц, а также исследование физико-химических свойств изготовленных микромоторов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. D. Hong, J. Schmitt, Ber. Bunsenges. Phys. Chem. 1991, 95, 1430
2. Makromol. Chem., Macromol. Symp. 1991, 46, 321. [3] G. Decher, J
3. G. Decher, Science (80). 1997, 277, 1232.

ИЗУЧЕНИЕ IN VITRO ТАРГЕТНОГО АГЕНТА НА ОСНОВЕ АФФИБОДИ ДЛЯ ВИЗУАЛИЗАЦИИ МОЛЕКУЛЫ ИММУННОЙ КОНТРОЛЬНОЙ ТОЧКИ

Е.В. Плотников³, М. Оружени^{1,2}, Е.А. Безверхняя^{3,4}, Т. Сю¹, Ю. Лю¹, И. Карлберг², А. Орлова^{1,3}, В. Толмачев^{1,3},
Ф.Ю. Фрейд^{1,2}

¹Упсальский университет,

Швеция, Уппсала, 75185

² Affibody AB,

Швеция, Солна, 17165

³ Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050.

⁴ Сибирский государственный медицинский университет,
Россия, г. Томск, Московский тракт, 2, 634050

E-mail: plotnikovev@tpu.ru

Иммунная система человека представляет собой сложный и тонко регулируемый ансамбль клеток и регуляторных систем. Иммунологические контрольные «точки» являются системой ингибиторных механизмов, которые регулируют активацию иммунного ответа, и именно поэтому сбой этих механизмов играет ключевую роль в развитии опухолевого процесса. Рецептор В7–Н3 (CD276) представляет собой трансмембранный белок типа I, принадлежащий к семейству лигандов В7 молекул иммунных контрольных точек. Молекула В7–Н3 имеет низкий уровень экспрессии в большинстве нормальных органов и тканей, но сверхэкспрессируется при многих видах рака. Этот белок ингибирует опухолевые антиген-специфические иммунные ответы, что приводит к протуморогенному эффекту. Сверхэкспрессия В7–Н3 связана с повышенной агрессивностью опухоли, плохим прогнозом и резистентностью при многих видах рака [1]. Он также может быть целью для визуализации и терапии. Для этого применяется ряд таргетных молекул-скаффолдов. Одним из многообещающих скаффолдов для радионуклидной визуализации являются молекулы аффибоды, которые могут быть получены либо синтетически, либо в бактериях с использованием технологии рекомбинантной ДНК.

Цель этого исследования состояла в том, чтобы оценить таргетные свойства молекулы АС12 аффибоды, меченой ^{99m}Tc в экспериментах *in vitro*.

Молекула АС12 на основе аффибоды была получена путем клеточной селекции и дрожжевого дисплея, как описано ранее [2]. Молекулу АС12 сайт-специфически метили ^{99m}Tc с использованием лиофилизированного набора. Для клеточных исследований использовали линии клеток карциномы яичника SKOV-3 и карциномы молочной железы BT-474. Клетки высевали в чашки для культивирования клеток (диаметром 35 мм) с плотностью 1 млн. клеток/чашку. Для специфичности связывания конъюгата *in vitro* клетки инкубировали с меченым конъюгатом в инкубаторе (5% CO₂, 37 °C). Радиоактивность клеток измеряли с использованием автоматического счетчика гамма-излучения и рассчитывали связанную с клетками радиоактивность. Для оценки аффинности связывания меченого радиоактивным изотопом конъюгата с мишенью В7–Н3 измеряли кинетику связывания ^{99m}Tc-меченого АС12 с клетками SKOV-3 и его диссоциации с помощью прибора LigandTracer Yellow (Ridgeview Instruments AB, Vänge, Швеция).

В результате установлено, что исследуемая молекула обладает высокой специфичностью связывания с клеточной мишенью B7-H3. Связывание таргетного агента значительно ($p < 5 \times 10^{-5}$) снижалось, когда клетки предварительно насыщали немеченой молекулой аффибоди. Таким образом было доказано, что связывание было направлено на мишень B7-H3. Высокая специфичность показана на обеих клеточных линиях BT-474 и SKOV-3. Согласно измерениям LigandTracer, показано незначительное, но сильное взаимодействие с $KD1 = 1,9 \pm 0,8$ нМ и значительное, но более слабое взаимодействие с $KD2 = 68,8 \pm 7,4$ нМ связывание конъюгата с клетками.

Можно заключить, что использование агента на основе AC12 аффибоди, обеспечивает высокое специфическое выявление клеток с экспрессией B7-H3 и исходя из полученных результатов является перспективным лекарственным кандидатом для выявления опухолей с экспрессией B7-H3.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Zang X., Thompson R. H., Al-Ahmadie H. A., Serio A. M., Reuter V. E., Eastham J. A., Scardino P. T., Sharma P., Allison J. P. B7-H3 and B7x are highly expressed in human prostate cancer and associated with disease spread and poor outcome // Proc. Natl. Acad. Sci. U S A. - 2007, - №104. – С. 19458-19463; DOI: 10.1073/pnas.0709802104.
2. Stern L.A., Lown P. S., Kobe A.C., Abou-Elkacem L., Willmann J.K., Hackel B.J. Cellular-Based Selections Aid Yeast-Display Discovery of Genuine Cell-Binding Ligands: Targeting Oncology Vascular Biomarker CD276 // ACS Comb Sci. – 2019. - №21. – С. 207-222. DOI: 10.1021/acscombsci.8b00156

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ФОРМИРОВАНИЯ МЕДИЦИНСКОГО ГАММА ПУЧКА С ПОМОЩЬЮ БОЛЮСА, ИЗГОТОВЛЕННОГО МЕТОДОМ ТРЕХМЕРНОЙ ПЕЧАТИ

А.А. Сорокина, А.А. Григорьева, С.Г. Стучебров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aas282@tpu.ru

Одним из наиболее широко используемых методов лечения онкологических заболеваний является лучевая терапия [1]. Основной задачей проведения лучевой терапии является обеспечение равномерного распределения дозы в планируемом объеме облучения и низкой лучевой нагрузки в области здоровых тканей. Для лечения злокачественных новообразований сложной конфигурации необходимо обеспечить формирование сложного глубинного распределения дозы, которое на сегодняшний день можно осуществить с помощью специального устройства – болюса. Такое устройство располагается непосредственно на поверхности тела человека и повторяет контур тела.

На текущий момент изготовление болюсов достаточно трудоемко, так как необходимо создавать изделия сложной формы, учитывая при этом анатомические особенности каждого пациента. Решением данной проблемы может стать изготовление индивидуальных болюсов при помощи методов трехмерной печати. При использовании такого метода процесс создания объектов осуществляется за короткий срок и имеет высокое качество конечного изделия. Применение данного подхода повысит точность доставки дозы при проведении сеансов лучевой терапии и, тем самым, увеличит эффективность лечения. В связи с этим необходимо оценить численными методами возможность формирования глубинного распределения поглощенной дозы терапевтического фотонного пучка при помощи болюсов, изготовленных методами трехмерной печати.

В рамках данного исследования было проведено численное моделирование методом Монте-Карло в программном обеспечении PCLAB [2]. Источником излучения был выбран медицинский гамма-терапевтический аппарат Theratron Equinox 80 с радионуклидом Co-60. В качестве материала для болюса был выбран термопластичный материал ABS (акрилонитрил бутадиен стирол), пригодный в трехмерной печати. По результатам моделирования было получено поверхностное распределение гамма терапевтического пучка в пластиковом объекте, имитирующем

болос, на поверхности 2 см водного фантома. Для проверки достоверности численного моделирования были проведены экспериментальные исследования повторяющие условия численного моделирования. Результаты показали достоверность разработанной численной модели.

Работа выполнена при финансовой поддержке гранта Министерства науки и высшего образования Российской Федерации в рамках соглашения 075-15-2021-273 (проект № МК-4867.2021.1.2).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Каприн, А. Д. Терапевтическая радиология: национальное руководство / Каприн А. Д., Мардынский Ю. С. - Москва : ГЭОТАР-Медиа, 2018. - 704 с.
2. Беспалов В.И. Компьютерная лаборатория (версия 9.6) – Томск, ТПУ, 2015. – 115 с.

ВЛИЯНИЕ ДИНАМИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ МНОГОЛЕПЕСТКОВЫХ КОЛЛИМАТОРОВ МЕДИЦИНСКИХ ЛИНЕЙНЫХ УСКОРИТЕЛЕЙ НА РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ

А.В. Вергинский

Томский областной онкологический диспансер,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 115, 634009

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: a.v.vertinsky@yandex.ru

Введение. Цель лучевой терапии состоит в том, чтобы доставить требуемую дозу в целевой объем и максимально ограничить дозу в нормальных тканях. Следовательно, одним из важных параметров в дистанционной лучевой терапии на линейном ускорителе электронов является точность облучения, в частности – точное формирование поля или сегмента поля многолепестковым коллиматором (МЛК) во время проведения сеанса лучевой терапии. Целью исследования являлось определение значения динамических характеристик МЛК при которых достигается наиболее ожидаемое распределение поглощенной дозы.

Материалы и методы. Ускоритель Elekta Synergy (Elekta AB, Швеция) имеет МЛК Agility для формирования полей неправильной формы. Конструктивно коллиматор ускорителя данной модели состоит из блока направляющих лепестков, непосредственно набора пар лепестков и поперечных диафрагм. В исследовании изменялись параметры максимальной скорости перемещения лепестков («L»), направляющей лепестков («Pjaw») и диафрагм («TJaw») в диапазоне от 10 до 30 мм/сек с шагом 10 мм. Для данного исследования были выбраны четыре типа случаев: TG-244 – «Prostate_Bed», TG-244 – «Abdomen», TG-244 – «Headandneck», TG-244 – «Thorax». В данном исследовании была применена доза за фракцию равной 2Гр на весь планируемый объем или на планируемый объем высокого риска в случае единовременного буста. Создание планов лучевой терапии осуществлялось при помощи станции планирования облучения MONACO v5.51 (Elekta AB, Швеция) с применением объемно-модулированной дуговой терапии техники доставки дозы с одной или двумя дугами. Настройки дозовых ограничений для алгоритма расчета оставался одинаковым для всех планов в пределах одной локализации. Всего было создано по 6 планов для каждой из локализаций с различной вариацией динамических характеристик, где самой «быстрой» является комбинация 30L/30PJaw/30TJaw и самой «медленной» 10L/10PJaw/10TJaw с созданием промежуточных вариаций с выделением одного из компонентов коллиматора, присваивая ему максимальную скорость, для изучения влияния каждого из параметров на вклад в точность создания распределения поглощенной дозы. Дополнительно были созданы дозиметрические планы со средними значениями динамических параметров 20L/20PJaw/20TJaw. Верификация плана осуществлялось при помощи цилиндрического фантома ArcCHECK (Sun Nuclear corp, США) с программным

обеспечением 3DVH. Анализ проводился методом гамма-индекса с критериями $\gamma(3\%,2\text{мм})$, глобальная нормализация). Верификация всех планов производилась ежедневно в течение 10 дней.

Результаты. Результаты верификации представлены в таблице с значениями гамма-индекса с процентным соотношением числа точек, удовлетворяющих критериям трехмерного анализа распределения поглощенной дозы. Среди представленных вариантов комбинаций динамических характеристик наиболее точно поглощенная доза распределяется в случаях 30L/10TJaw/10PJaw и 30L/30TJaw/30PJaw.

Таблица 1. Результаты 3D верификации планов распределения поглощенной дозы

$\gamma(3\%,2\text{мм})$	«Prostate», %	«Head&Neck», %	«Abdomen», %	«Thorax», %
10L/10TJaw/10PJaw	98,1	92,8	93,4	92,3
10L/10TJaw/30PJaw	97,6	93,4	94,3	94,1
10L/30TJaw/10PJaw	97,3	93,1	95,7	94,7
30L/10TJaw/10PJaw	99,2	98,2	98,8	99,3
20L/20TJaw/20PJaw	98,7	97,6	96,0	90,2
30L/30TJaw/30PJaw	98,4	97,0	97,2	97,3

Заключение. Для каждой локализации и каждого варианта динамических параметров МЛК были проведены серии верификационных измерений. Уменьшение максимальной скорости лепестков приводит к ухудшению распределения поглощенной дозы в объеме структур. В то же время снижение скорости движения PJaw и TJaws позволяет повысить сходимость рассчитанного распределения поглощенной дозы с выходной дозой линейного ускорителя.

Секция 3.

Цифровизация процессов и производств

HUMAN RELIABILITY ANALYSIS ON DIGITALIZED CONTROL ROOMS OF NPP

M.U Adam, A.G Goryunov, N.M Badamasi
National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, Lenin Avenue, 10, 634050
E-mail: amu@tpu.ru

In the era of digitalization, the need for electricity is growing every year. Digital instrumentation and control systems (I&C) have been in use for over three decades in various application. In advanced nuclear power plant (NPP) the main control room (MCR) has changed from analog to digital control systems (DCS). Digital technology in nuclear operations and maintenance is the key to successfully addressing challenges by nuclear operators in the power generation market. Although adopting digital technology in nuclear can be challenging due to the many technical, safety, regulatory, commercial and environmental constraints which characterize the industry. New digitalized human system interfaces (HSIs) pose challenges to traditional human reliability analysis (HRA) methods. The purpose of the work is to show the effects of digital HIS on human behavior and reliability, and the need for digitalization in nuclear power industry which studies show training and experience, quality and availability of procedures are important factors.

REFERENCE

1. R. Goebel, W. Wahlster, and J. Siekmann, "Lecture Notes in Artificial Intelligence 9736 Subseries of Lecture Notes in Computer Science LNAI Series Editors LNAI Founding Series Editor." [Online]. Available: <http://www.springer.com/series/1244>
2. U. S. Nuclear, "NUREG-1842 'Evaluation of Human Reliability Analysis Methods Against Good Practices, Final Report.'" [Online]. Available: <http://www.nrc.gov/readina-rm/doc-collections/nureas>
3. A. D. Swain and H. E. Guttman, "NUREG/CR-1278, 'Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications - Final Report.'" [Online]. Available: http://www.nrc.gov/reading_rm/doc_collections/nureas
4. R. Laurids Boring, "Human reliability analysis for digital human-machine interfaces: A wish list for future research Human Reliability Analysis for Digital Human-Machine Interfaces View project Scaling Research View project," 2014. [Online]. Available: <https://www.researchgate.net/publication/289723053>
5. L. Zhang and Y. Zou, "Human Reliability Analysis for Digitized Nuclear Power Plants: Case Study on LingAo II NPP," 2016. [Online]. Available: www.psaml3.org
6. D. Min, Y. H. Chung, and W. C. Yoon, "COMPARATIVE ANALYSIS OF COMMUNICATION AT MAIN CONTROL ROOMS OF NUCLEAR POWER PLANTS," 2004.
7. F. Vanderhaegen and B. Telle, "Consequence analysis of human unreliability during railway traffic control," WIT Press, 1998. [Online]. Available: www.witpress.com,
8. B. Papin and P. Quellien, "The operational complexity index: A new method for the global assessment of the human factor impact on the safety of advanced reactors concepts," Nuclear Engineering and Design, vol. 236, no. 10, pp. 1113–1121, May 2006, doi: 10.1016/j.nucengdes.2005.10.015.
9. B. Papin, "Balancing human and technical reliability in the design of advanced nuclear reactors," in Nuclear Engineering and Design, Dec. 2011, vol. 241, no. 12, pp. 5238–5244. doi: 10.1016/j.nucengdes.2011.08.075.
10. J. W. Kim and W. Jung, "A taxonomy of performance influencing factors for human reliability analysis of emergency tasks," Journal of Loss Prevention in the Process Industries, vol. 16, no. 6, pp. 479–495, 2003, doi: 10.1016/S0950-4230(03)00075-5.

EFFECT OF ALPHA PARTICLES ON SPECIFIC IONIZATION AND DETECTION EFFICIENCY IN VACUUM WITH VARYING MESH-HOLE DIAMETERS OF A CIRCULAR MESH COLLIMATOR IN GEANT4 SIMULATION

Amoah Peter Atta ^{1,2}, M.S. Kuznetsov ¹

¹ National Research Tomsk Polytechnic University,
Russia, Tomsk, 30 Lenin ave., 634050

² Ghana Atomic Energy Commission (GAEC),
Ghana, Accra, PO Box LG80 Legon

E-mail: amoahl@tpu.ru, p.amoah@gaecgh.org

A study to ascertain the effect of alpha particles on specific ionization and counting efficiency in vacuum with varying mesh-hole diameters of a circular mesh collimator in Geant4 simulation has been undertaken. Theoretically, it has already been shown that circular-shaped collimators do not present the complete surface area required to uniformly enhance the trajectory of radionuclides unto a detector. Thus, to positively enhance the main parameters being sought for like; detection efficiency along with higher resolution. An isotropic ^{241}Am source was used in this study along with circular-shaped collimator geometries, with a cell height of 5 mm and diameters of; 2.5 mm, 4 mm, 5 mm and 6 mm. At the front surface of the collimator, counts of 107985, 104298, 102751 and 101943 were recorded with the cell diameters of 2.5 mm, 4 mm, 5 mm and 6 mm respectively. This shows the impact of decreasing specific ionization upon interaction with larger sized circular-shaped collimators. On the other hand, increasing counts and counting efficiencies were recorded with larger sized circular-shaped collimators. Counting efficiencies of 0.023%, 0.055%, 0.078% and 0.093% were recorded for the cell diameters of 2.5 mm, 4 mm, 5 mm and 6 mm respectively. It has been observed with this study, as shown in fig.1 that relatively smaller diameters of the circular mesh collimator do produce higher specific ionization values (counts) at the front surfaces compared to the geometries with larger diameters. Whereas, as shown in fig.2, the relatively larger diameters produced higher counting efficiencies.

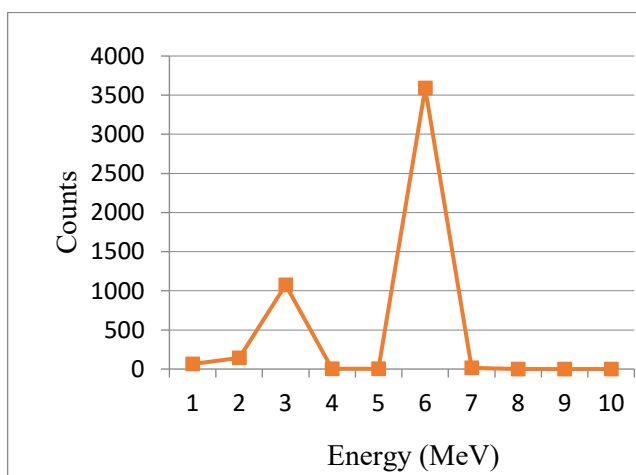


Fig. 1. Counts (at detector) as a function of Energy (MeV)

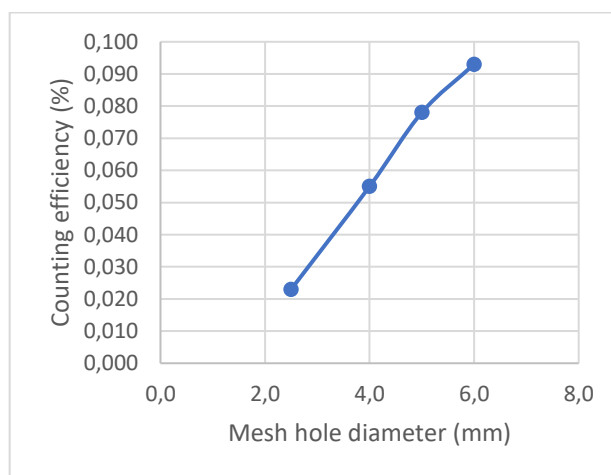


Fig. 2. Detection efficiency (%) as a function of mesh-hole diameter (mm) for a 5 mm thick collimator

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ КОРИУМА НА УСТАНОВКЕ «ЛАВА-Б»

М.К. Бекмулдин^{1,2}, М.К. Скаков³, А.В. Градобоев⁴.

¹Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК,
Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом 10, 071100

²Университет им. Шакарима,
Казахстан, г. Семей, ул. Глиники 20А, 071412

³Национальный ядерный центр РК,
Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом 2Б, 071100

⁴Томский политехнический университет,
Россия, г. Томск, пр. Ленина 30, 634050

E-mail: bekmuldin@nnc.kz

В процессе развития тяжелой аварии на АЭС происходит образование кориума – расплава материалов активной зоны. Отличительной особенностью кориума, за счет содержания в его составе топливных элементов, является наличие остаточного энерговыделения, которое вносит значительный вклад в характер взаимодействия

расплава кориума с конструкционными материалами реакторной установки. В связи с этим, остаточное энерговыделение должно быть учтено при проведении расчетных исследований и физических экспериментов. По этой причине к методам имитации остаточного энерговыделения в прототипе кориума предъявляются определенные требования, которые касаются, как равномерности объемного распределения, так и его интенсивности.

Физическое моделирование является самым эффективным способом изучения процесса взаимодействия кориума с различными конструкционными элементами. При этом используемый в экспериментах «прототипный» кориум хоть и идентичен по составу реальному кориуму, но не генерирует остаточное тепло. В экспериментах в качестве метода имитации остаточного энерговыделения был выбран индукционный нагрев. При этом, индукционный нагрев является сложным технологическим процессом, эффективность которого зависит от множества параметров [1,2].

В представленной работе приведены результаты калибровочных экспериментов по обоснованию работоспособности системы индукционного нагрева установки «Лава-Б», которая применяется для моделирования остаточного энерговыделения при изучении процессов, протекающих при аварии с расплавлением активной зоны реактора АЭС. Так, для получения оптимальных характеристик системы нагрева, была проведена серия экспериментов по разогреву графитового блока в экспериментальной секции установки «Лава-Б». В экспериментах варьировалась ёмкость, используемых батарей конденсаторов колебательного контура, и электрическая мощность на индукторе. В результате анализа полученных данных были определены наиболее оптимальные параметры системы индуктор - имитатор нагрузки.

В целом, выполненные эксперименты подтвердили работоспособность индукционного нагревателя и возможность его использования в экспериментальных исследованиях взаимодействия кориума с различными конструкционными элементами активной зоны реактора АЭС на установке «Лава-Б».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bekmuldin, M.K. Heat-resistant composite coating with a fluidized bed of the under-reactor melt trap of a light-water nuclear reactor / Bekmuldin, M.K., Skakov, M.K., Baklanov, V.V., Gradoboyev, A.V., Akaev, A.S. // Eurasian Physical Technical Journal. - 2021. - Vol. 18, No. 3(37). – pp. 65-70. DOI 10.31489/2021No3/65-70
2. Толеубеков К.О., Акаев А.С., Бекмулдин М.К. Повышение эффективности системы индукционного нагрева для имитации остаточного энерговыделения в кориуме при взаимодействии с жаропрочными материалами. Вестник НЯЦ РК. 2020;(4):47-52.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОСТАТОЧНОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В КОРИУМЕ НА УСТАНОВКЕ «ЛАВА -Б»

К.О. Толеубеков^{1,2}, М.К. Скаков ³

¹ Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК,
Казахстан, Курчатов ул. Бейбіт атом,10, 071100

² Университет имени Шакарима,
Казахстан, Семей, ул. Глиники, 20А, 071412

³ Национальный ядерный центр РК,
Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 2Б, 071100

E-mail: toleubekov@nnc.kz

Известно, что в процессе развития тяжелой аварии на АЭС происходит образование кориума – расплава материалов активной зоны [1]. Важной особенностью кориума, формирующегося в действующем реакторе, является наличие остаточного энерговыделения. Таким образом, учитывать наличие остаточного энерговыделения немаловажно при проведении расчетных исследований и физических экспериментов поскольку оно вносит

ощутимый вклад в характер взаимодействия расплава кориума с конструкционными материалами реакторной установки. По этой причине к методам имитации остаточного энерговыделения в прототипе кориума предъявляются достаточно серьезные требования, которые касаются, как равномерности объемного распределения, так и его интенсивности.

В представленной работе рассмотрены индукционный и плазмотронный методы имитации остаточного энерговыделения в кориуме применительно к установке «Лава-Б». Анализ характеристик выбранных методов нагрева прототипа кориума выполнялся посредством компьютерного моделирования. Для достижения данной цели в работе моделируется экспериментальная ситуация, когда расплав кориума слит в специальную ловушку расплава для осуществления его взаимодействия с различными конструкционными элементами. Расчеты теплового состояния теплофизической модели были выполнены с использованием пакета прикладных программ ANSYS. Применяемые теплофизические модели были созданы на основе экспериментальной секции, которая применялась ранее в одном из экспериментов на установке «Лава-Б» [2].

В результате проведенной работы получены основные параметры системы кориум-нагреватель для каждого из выбранных методов и определены границы их применимости для имитации остаточного энерговыделения при проведении эксперимента на установке. В результате проведенных расчетов можно сделать вывод, что при равном количестве тепла, которую нагреватели передают в расплав кориума, индукционный нагрев более эффективен с точки зрения его использования как метода имитации остаточного энерговыделения. Таким образом, при проведении экспериментов с расплавом кориума, для достижения равномерности нагрева по всему объему кориума и поддержании его в расплавленном состоянии в качестве метода имитации остаточного энерговыделения на установке «Лава-Б» следует рассматривать индукционный способ нагрева.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Арутюнян Р.В. "Китайский синдром" // Природа. - 1990.- N 11- С. 35-41.
2. Maruyama Y., Tahara M., Nagasaka H., Kolodeshnikov A., Zhdanov V., Vassiliev Yu. Recent results of MCCI studies in COTELS project. NTHAS3: Third Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety Kyeongju. Korea, 13-16 October 2002.

ПОВЫШЕНИЕ ТОЧНОСТИ СБОРА ДАННЫХ ЭЛЕКТРОМАГНИТНОЙ ДИАГНОСТИКИ ТОКАМАКА КТМ

С.В. Федин, А.М. Ли, А.А. Дериглазов, В.М. Павлов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: svf7@tpu.ru

Казахстанский материаловедческий токамак (КТМ) [1] является совместным проектом учёных России и Казахстана и имеет статус первой в мире экспериментальной термоядерной физической установки для решения вопросов материаловедения в условиях управляемого термоядерного синтеза. В подобных установках активная зона ограничена вакуумной камерой в виде тороида, в которой одним из основополагающих для протекания самоподдерживающейся реакции является образование плазмы и последующий её нагрев до температур, порядка $100 \cdot 10^6$ К. Для поддержания реакции применяется технология магнитного удержания плазмы в пределах вакуумной камеры. Эффективность работы системы магнитного удержания плазмы определяет энергетические потери, связанные с выбросами плазмы на стенки камеры реактора, а также долговечность применённых конструкционных материалов.

Важную информацию о плазме получают на основе данных измерений электромагнитной диагностики (ЭМД) [2], при этом в измеряемых сигналах присутствуют импульсные помехи, которые существенно ухудшают качество и точность измерения параметров плазменного шнура.

Авторами представлено описание результатов модернизации алгоритма обработки сигналов, включающей повышение частоты дискретизации, цифровой фильтрации и последующей децимации сигналов. Цель проведенных изменений – повышение точности измерения тока и положения плазмы, а также токов в обмотках управления токамака с учетом неблагоприятной электромагнитной обстановки, связанной с коммутацией тока в тиристорных преобразователях системы импульсного электропитания. Приведён анализ характеристик помех, полученных в ходе наладки, описана модификация измерительного канала модулей первичной обработки сигналов (МПОС) системы электромагнитной диагностики для решения проблемы низкой точности измерений, связанной с шумами коммутации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Азизов Э.А., Велихов Е.П., Тажибаева И.Л., Школьник В.С., Минеев А.Б., Филатов О.Г., Пивоваров О.С., Тухватулин Ш.Т., Шестаков В.П. Казахстанский материаловедческий токамак КТМ и вопросы управляемого термоядерного синтеза. – Алматы, 2006. – 236 с.
2. Обходский А.В., Байструков К.И., Павлов В.М., Меркулов С.В., Голобоков Ю.Н. Система измерения электромагнитных параметров для электрофизической установки токамак КТМ // Приборы и техника эксперимента. – 2008. – № 6. – С. 1-6.

ОСОБЕННОСТИ РАЗРАБОТКИ ПАРАМЕТРИЗИРОВАННОГО ТРЕХМЕРНОГО АНАЛОГА КОНСТРУКЦИИ ДЛЯ ЧИСЛЕННОГО АНАЛИЗА ПРОЦЕССА ИЗГОТОВЛЕНИЯ

Л.Р. Сахабутдинова

Пермский национальный исследовательский политехнический университет,

Россия, г. Пермь, пр. Комсомольский, 29, 614990

E-mail: lyaysans@list.ru

Моделирование технологического процесса изготовления крупногабаритных композиционных оболочек методом намотки сопряжено с рядом сложностей [1]. Для получения достоверных результатов об эволюции напряженно-деформированного состояния при решении нелинейных задач механики твердого тела методом конечных элементов требуется создание геометрически точного трехмерного аналога, а для практического применения разрабатываемой модели актуальна проблема ее параметризации как по геометрическим параметрам, по свойствам материалов и режимам процесса изготовления.

Разрабатываемая параметризованная модель крупногабаритного изделия включает в себя КЭ-модель конструкции в оснастке, включающую формообразующую оправку, установленную на вал, устройства фиксации, разделительный слой теплозащитного покрытия и оболочку (рис.1). Модель так же включает свойства материалов, схему армирования и параметры технологического процесса – усилия натяжения лент при намотке, температурный режим полимеризации связующего и коэффициенты конвективного теплообмена. Для реализации модели создан ряд расчетных модулей на языке APDL ANSYS Mechanical.

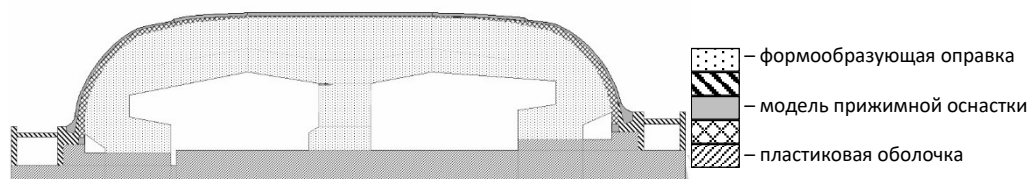


Рис. 1. Расчетные схемы конструкции

В итоге разработан ряд моделей, позволяющих в автоматизированном режиме построить трехмерный аналог по основным геометрическим размерам, вычислить эффективные вязкоупругие механические характеристики оболочки для заданной схемы армирования и определить их на всех участках с учетом изменения угла армирования на сферических участках. Реализован алгоритм решения задач об отыскании напряженно-деформированного состояния конструкции на каждом этапе изготовления.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ и Пермского края в рамках научного проекта № 20-48-596009.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сметанников О.Ю., Сахабутдинова Л.Р., Ильиных Г.В. Численное моделирование процесса изготовления крупногабаритного композитного кокона с учетом термовязкоупругости // Вестник томского государственного университета. – 2022. – № 76. – С. 165–181.

УРАВНЕНИЕ КОНСЕРВАТИВНОГО ДВИЖЕНИЯ ПОРОГОВ НА ВИНТОВЫХ ДИСЛОКАЦИОННЫХ СЕГМЕНТАХ В ГЦК-МЕТАЛЛАХ

Д.Н. Черепанов¹, О.В. Селиваникова²

1. Томский государственный университет систем управления и радиоэлектроники

1. Томский архитектурно-строительный университет

2. Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: d_n_ch@mail.ru

Для моделирования процессов в пластически деформируемых металлах и сплавах, основанного на концепции упрочнения и отдыха [1], требуется выражение для интенсивности генерации точечных дефектов [2], содержащее концентрацию порогов на винтовых дислокационных сегментах $c_j = 1/\Lambda_j$ (рис. 1). Если предположить, что при малом расстоянии между порогами скорость их движения может и близко не приближаться к скорости звука, поскольку пороги аннигилируют быстрее, чем они разгонятся до высоких скоростей, то движение элементарных порогов можно рассматривать как скольжение прямолинейных краевых дислокационных сегментов и для моделирования достаточно рассмотреть уравнение движения «материальных точек» с координатой x и массой $m \approx 0,1\mu c_i^{-2}(1-\nu)^{-1}$.

Движение порогов происходит в направлении равнодействующей силы взаимодействия порогов $\mu(4\pi(1-\nu)x)^{-1}$, где $2x$ уменьшается от среднего расстояния между порогами c_j^{-1} до b , силы трения, сопротивляющейся движению порога $\tau_f b$, и проекций линейных натяжений $\mu \cos \varphi_1$ и $\mu \cos \varphi_2$ винтовых сегментов по обе стороны от порога, где φ_1 и φ_2 - углы между направлениями линейных натяжений и линией дислокации. В металлах и сплавах с низкой энергией дефекта упаковки, помимо этого, требуется учесть работу $\gamma_{SFE}bx$ по созданию дефекта упаковки на пути движения порога, а в L12-сплавах – работу $\gamma_{A\Phi\Gamma}2bx$ по созданию трубки антифазной границы [3]. В случае, когда твёрдорастворное упрочнение связано с уменьшением энергии дефекта упаковки, это влияние учитывается повышением значения τ_f .

Поскольку проекции линейных натяжений требуется выразить через $2x$, то для правого порога можно воспользоваться формулами $\tau = \mu x^{-1}b^{-1} \sin \varphi_1 = 2\mu(1,5c_j^{-1} - |x|)^{-1}b^{-1} \sin \varphi_2 = \alpha G b \rho^{1/2}$, где ρ – плотность дислокаций. Тогда равнодействующая проекций линейных натяжений на ось с направлением \vec{v} по абсолютной величине равна

$\mu(\cos\varphi_1 - \cos\varphi_2) = \mu \left(\sqrt{1 - (\tau x b \mu^{-1})^2} - \sqrt{1 - (0,5\tau(1,5c_j^{-1} - |x|)b\mu^{-1})^2} \right)$, а уравнение движения имеет вид

$m \ddot{x} = -\gamma_{A\Phi\Gamma} + \mu \left(4\pi(1-\nu)|x|^{-1} + \sqrt{1 - 4\alpha^2\rho x^2} - \sqrt{1 - \alpha^2\rho(1,5c_j^{-1} - |x|)^2} \right)$, где B_0 – коэффициент вязкого

торможения. Начальные условия: $\dot{x}(0) = 0$, $|x(0)| = 0,5c_j^{-1}$.

первоначальное состояние дислокационного сегмента с порогами на равном расстоянии

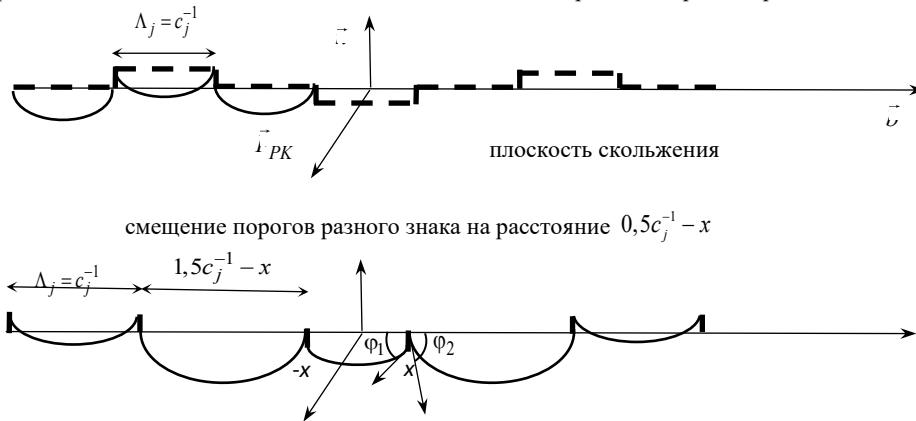


Рис. 1. Схема движения порогов разного знака вдоль линии дислокации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Старенченко В.А., Черепанов Д.Н., Слободской М.И. Кинетика порогов на движущейся винтовой дислокации в ГЦК – кристалле // Изв. ВУЗов. Физика. – 2009, № 9/2, с. 108-117.
2. Старенченко В.А., Черепанов Д.Н., Селиваникова О.В. Моделирование пластической деформации кристаллических материалов на основе концепции упрочнения и отдыха в ГЦК-металлах // Изв. ВУЗов. Физика. – 2014, том. 57, № 2, с. 4-14.
3. Старенченко В.А., Старенченко С.В., Колупаева С.Н., Пантюхова О.Д. Генерация точечных дефектов в сплавах со сверхструктурой L12 // Изв. ВУЗов. Физика. – 2000, № 1. с. 66-70.

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ЭКСТРАКЦИИ С ПРИМЕНЕНИЕМ НЕЙРОСЕТЕВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

А.М. Емельянов, И.С. Надеждин, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ame8@tpu.ru

ГК «Росатом» реализует проект «Прорыв», направленный на создание ядерных энергетических технологий на базе замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) с использованием реакторов на быстрых нейтронах. В рамках проекта «Прорыв» создается модуль переработки опытного демонстрационного энергетического комплекса (МП ОДЭК), в котором предусмотрено использование экстракционного передела. В рамках цифровизации производств остро ощущается потребность в математических моделях технологических процессов (ТП), обладающих высокой точностью и учитывающих их ключевые особенности. Перспективным методом моделирования сложных ТП является использование искусственных нейронных сетей (ИНС), которые позволят повысить точность моделей процессов.

Целью настоящей работы является разработка математической модели технологического процесса экстракции с применением ИНС для дальнейшего использования модели в составе цифрового двойника (ЦД) МП и

для решения задач поиска оптимальных режимов работы оборудования, синтеза и исследования алгоритмов управления.

На основании анализа процесса экстракции было установлено, что целесообразно применять ИНС для расчета коэффициента распределения целевых компонентов, который зависит от входных факторов, таких как: концентрация урана и азотной кислоты в водной фазе (ВФ) и органической фазе (ОФ), концентрация высаливателя в ВФ, концентрации трибутилфосфата в ОФ и температура смеси фаз. С помощью справочников и литературных источников была составлена обучающая выборка, определена структура ИНС, оптимальные параметры и метод обучения ИНС. Разработанная комбинированная модель процесса экстракции позволяет рассчитывать динамическое изменение концентрации урана в ВФ и ОФ в зависимости от коэффициента распределения, частоты вращения мешалки и соотношения объемных расходов фаз. Качественная проверка работоспособности в вычислительном эксперименте, проведенном на реализованной модели в среде КОД ТП, подтвердила адекватность разработанной модели.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Громов Б.В. Введение в химическую технологию урана. Учебник для вузов – М.: Атомиздат, 1978. – 336 с.
2. Николотова З.И., Карташова Н.А. Экстракция нейтральными органическими соединениями / Под ред. А.М. Розена. – М.: Атомиздат, 1976.Т.1 – 600 с.
3. Розен А.М. Термодинамика экстракционных равновесий уранилнитрата // Атомная энергия. – 1957. – Т.2. – № 5. – С. 445–458.

РАЗРАБОТКА МОДЕЛЕЙ ОБОРУДОВАНИЯ МФР В КОД ТП

А.М. Бельков, А.А. Полосин, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: amb24@tpu.ru

В работе рассмотрен этап дозирования и смешивания порошков линии КТС МФР. В качестве рассматриваемых аппаратов выбраны аппарат вихревого слоя и дозаторы. Основное внимание уделено аппарату вихревого слоя, который предназначен не только для высокоинтенсивного перемешивания порошков, но и для их измельчения. Данные преимущества осуществляются за счет использования ферромагнитных цилиндров (игл), которые вращаются в объеме смесительной камеры под действием переменного напряжения.

Математическое описание включает в себя следующие основные этапы (элементы):

дозирование материалов в исходный контейнер, которое осуществляется при помощи дозаторов;

перемешивание исходных материалов, теоретическое рассмотрение которого усложняет множество фактов (тенденция к образованию элементарных слоёв, частота и сила соударения игл и т. д.), рассмотрено как стохастический процесс с некоторыми закономерностями, связанными с поведением игл в аппарате [1]; движение ферромагнитных игл как по высоте, так и по радиусу аппарата; измельчение исходного материала, происходящее вследствие ударных воздействий частицы и ферромагнитного элемента (пары элементов) [1]; нагрев и охлаждение контейнера.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Логвиненко, Д. Д. Интенсификация технологических процессов в аппаратах с вихревым слоем / Д. Д. Логвиненко, О. П. Шеляков. – Киев: Техника, 1976. – 144 с.

СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ УРОВНЯ ГРАНИЦЫ РАЗДЕЛА ОРГАНИЧЕСКОЙ И ВОДНОЙ ФАЗЫ В ЭКСТРАКЦИОННОЙ КОЛОННЕ

Г.В. Сумин, С.Н. Ливенцов, А.Г. Горюнов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: gvs9@tpu.ru

Одна из главных задач, направленных на замыкание ядерного топливного цикла – переработка отработанного топлива. Процесс переработки состоит из множества этапов, одним из которых является процесс экстракции. Экстракция – технология, направленная на селективное извлечение урана и плутония из растворенного ядерного топлива с помощью органических соединений [1].

Экстракция переработанного ядерного топлива осуществляется в специальных аппаратах – экстракционных колоннах. На Радиохимическом заводе АО «СХК» в настоящий момент стоит задача измерения границы раздела фаз (ГРФ) между рафинатом (органической фазой) и раствором азотной кислоты (водной фазой). Определение уровня ГРФ позволит увеличить производительность колонны и обеспечить возможность ее корректной работы.

Для решения выявленной проблемы разработана схема измерения уровня ГРФ с использованием специального щупа заполненного разделительной жидкостью (дистиллированная вода) (см. рис. 1).

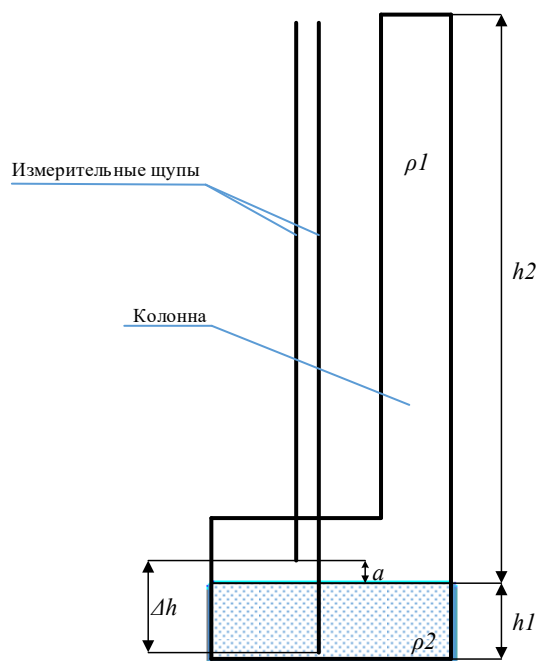


Рис. 1. Схематичное изображение колонны

На представленной схеме: ρ_1 – плотность органической фазы, ρ_2 – плотность водной фазы, Δh – расстояние между измерительными щупами, h_1 – уровень водной фазы в колонне, h_2 – уровень органической фазы в колонне.

Перепад давления ΔP между трубками равен:

$$\Delta P = (\rho_1 g h_2 + \rho_2 g h_1) - (\rho_1 g h_2 - \rho_1 g a) - \rho_{p.ж.} g \Delta h = \rho_2 g h_1 + \rho_1 g a - \rho_{p.ж.} g \Delta h$$

где $\rho_{p.ж.}$ – плотность разделительной жидкости в щупах.

Расстояние между измерительными трубками равно:

$$\Delta h = h_1 + a$$

Таким образом, выделив переменную a , и подставив её в уравнение перепада давления, получим h_1 равную:

$$h_1 = \frac{\Delta P - \rho_1 g \Delta h + \rho_{p.ж.} g \Delta h}{(\rho_2 - \rho_1) g}$$

Для проверки применимости данного метода были проведены эксперименты на имитаторе колонны. В качестве наполнения колонны использовалась дистиллированная вода ($\rho_2 = 998 \text{ кг/м}^3$) и растительное масло ($\rho_1 = 920 \text{ кг/м}^3$). Значение Δh равно 30 см. Полученные результаты измерений подтвердили работоспособность данного метода.

Также была сформирована таблица для подбора подходящего датчика дифференциального давления в зависимости от измеряемого уровня ГРФ при Δh равном 60 см.

Таблица 1. Таблица подбора датчика

Плотность органической фазы, кг/м ³	Плотность водной фазы, кг/м ³	Уровень ГРФ, см	Верхний предел датчика давления, кПа	Максимальная ошибка измерения, см
850-1175	1050-1310	0-10	2	0,25
		0-20		
		0-30		
		0-40		
		0-50		
		0-60		

Полученный в результате работы метод может быть использован для улучшения работоспособности экстракционных колонн Радиохимического завода АО «СХК». Полученная система имеет абсолютную ошибку измерения расхода равную 0,25 см. Работоспособность метода проверена экспериментально.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. А.Г. Горюнов, В.Ф. Дядик, С.Н. Ливенцов, Ю.А. Чурсин. Математическое моделирование технологических процессов водно-экстракционной переработки ядерного топлива – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2010. – 236 с.
2. А.А. Денисевич, Е.В. Ефремов, С.Н. Ливенцов. Методы контроля технологических параметров ядерных энергетических установок: учебное пособие – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2014.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ТЕПЛООБМЕНА И ИСПАРЕНИЯ СФЕРОИДНОЙ КАПЛИ

Р.Ю. Кужин, Д.В. Антонов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ryk5@tpu.ru

Большинство современных коммерческих пакетов математического моделирования (Ansys Fluent, CFX, Sigma Flow, Comsol Multiphysics и т.д.) при решении задач распыления спреев и аэрозолей предполагают сферическую форму капель с целью сокращения времени расчета. Однако в природе и технике капли в таких спреях и аэрозолях отличны от сферических (представляют собой вытянутые или сплюснутые эллипсоиды). Целью настоящей работы являлась разработка математических моделей тепломассопереноса при испарении несферических капель жидкостей. По результатам работы разработана математическая модель тепломассопереноса при испарении несферических капель додекана в программном комплексе COMSOL Multiphysics с использованием метода конечных элементов. Подробные выкладки по исследованию многомерных квазидискретных моделей для анализа нагрева и испарения дизельного топлива приведены в [1]. Типичные температурные поля испаряющейся

несферической капли додекана ($T=400$ К, $T_{\text{газ}}=700$ К, $P_{\text{газ}}=30$ МПа, $d=0,01$ мм) представлены на рис. 1. Подробные выкладки по учету несферичности капель жидкостей на тепло- и массообменные процессы представлены в [2]. В расчетах принимались следующие допущения: капля покоится, (Re принимается равным 0); топливо аппроксимируется додеканом; нет учета конвекции внутри капли. Получены значения эксцентриситета несферических капель додекана с течением времени. Установлены зависимости температур на границах полуосей несферических капель, длин полуосей и объема капли додекана от времени. Сформулированы рекомендации по учету несферичности капель жидкостей при проведении высокопроизводительных расчетов. Сделан вывод, что несферичность капель жидкостей оказывает несущественное влияние на результаты расчетов процессов тепломассопереноса для капель с начальными эксцентриситетами $2/3 \leq \varepsilon \leq 1,5$.

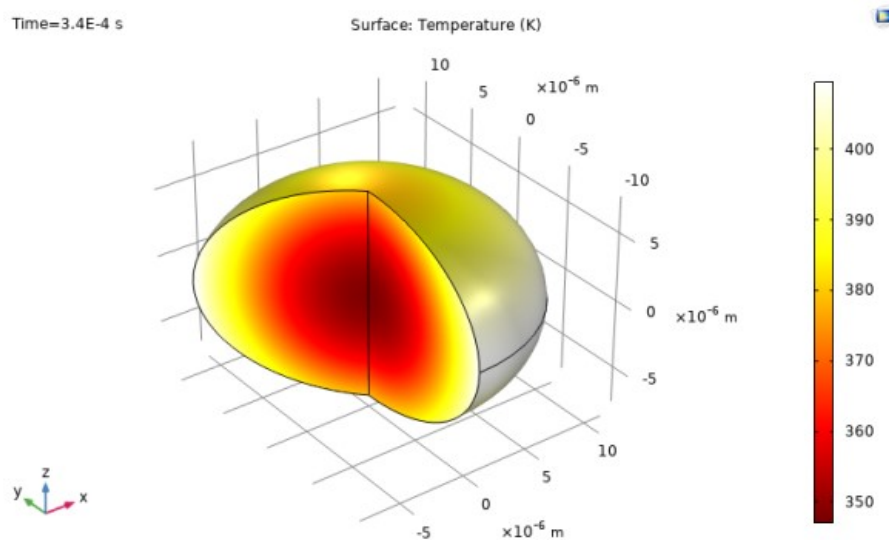


Рис. 1. Типичные температурные поля испаряющейся несферической капли додекана ($T=400$ К, $T_{\text{газ}}=700$ К, $P_{\text{газ}}=30$ МПа, $d=0,01$ мм)

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Sazhin S. S., Al Qubeissi M., Nasiri R., Gun'ko V. M., Elwardany A. E., Lemoine. A multi-dimensional quasi-discrete model for the analysis of Diesel fuel droplet heating and evaporation //Fuel. – 2014. – Т. 129. – С. 238-266.
2. Zubkov V. S., Cossali G. E., Tonini S., Rybdylova O., Crua C., Heikal M., & Sazhin S. S. Mathematical modelling of heating and evaporation of a spheroidal droplet //International Journal of Heat and Mass Transfer. – 2017. – Т. 108. – С. 2181-2190.

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ИНДУКЦИОННОГО НАГРЕВА СТЕКЛА ДЛЯ СОЗДАНИЯ ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА

С.И. Сизов, С.Н. Ливенцов, Е.В. Ефремов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: sis17@tpu.ru

Объектом исследования является печь индукционной плавки стекла.

Цель работы – обеспечение возможности проведения вычислительных экспериментов для исследования процесса индукционного нагрева.

Область применения: индукционный нагрев различных материалов.

Данная работа заключается в составлении математической модели процесса индукционного нагрева стекла и её последующей программной реализации. Особенностью работы является численное решение системы уравнений

в числе прочих, включающих в себя уравнение Навье-Стокса. Стекло, являясь неньютоновской жидкостью накладывает ряд ограничений на процесс моделирования, поэтому существует не так много работ [1], связанных с моделированием поведения этого материала.

Моделирование процесса индукционного нагрева происходило с использованием следующих допущений: расплавленное стекло – несжимаемая жидкость. Данное допущение упрощает уравнения гидродинамики до таких, в которых изменение плотности линейно зависит от изменения температуры и учитывается только при массовых силах [2]. Стенки тигля неподвижны, поэтому скорость у стенок может быть принята равной нулю [3]. Температура стенок тигля принята постоянной [4]. Предположение о осесимметричности не было принято, так как в [5] показано, что отсутствие симметрии возможно при большой мощности индуктора для индукционной печи схожей конструкции. Также предполагается, что стекло является ньютоновской жидкостью для упрощения расчетов скорости конвективного движения.

В результате исследования была получена двумерная модель индукционного нагрева стекла, позволяющая определить поля температур и скоростей в зависимости от параметров индуктора и начальной температуры расплава.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Gopalakrishnan S., Thess A. A simplified mathematical model of glass melt convection in a cold crucible induction melter // *International Journal of Thermal Sciences*. – 2012. – 60. – P. 142–152
2. Слѣзкин, Н. А. Динамика вязкой несжимаемой жидкости. – М. : Техничко-теоретической литературы, 1955. – 521 с. – Текст : непосредственный
3. Thermoconvective flow of molten glass heated by direct induction in a cold crucible / E. Sauvage, A. Gagnoud, Y. Fautrelle, P. Brun, J. Lacombe // *Magnetohydrodynamics*. – 2009. – Vol. 45 – p. 535-542. – Текст : непосредственный
4. Немков, В. С. Теория и расчет устройств индукционного нагрева. / В. Б. Демидович – Л. : Энергоатомиздат, 1988. – 280 с. – Текст : непосредственный
5. Choudhary M. K. A three dimensional mathematical model for flow and heat transfer in electrical glass furnaces // *IEEE Transactions on Industry Applications*. – 1986. – Vol. 22. – p. 912-921 – Текст : непосредственный

ПРОБЛЕМЫ ОБРАБОТКИ СИГНАЛОВ В ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ КАНАЛАХ РАСХОДА ЖИДКИХ СРЕД ПО ПЕРЕПАДУ ДАВЛЕНИЯ

А.М. Емельянов, И.С. Надеждин, А.Г. Горюнов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ame8@tpu.ru

В современной отечественной и зарубежной атомной и тепловой энергетике нашли широкое применение измерительные системы жидких сред, базирующиеся на измерении перепада давления на сужающих устройствах. При этом, для обработки сигналов этих систем используют алгоритмы с корнеизвлекающими функциями, которые, как правило, установлены в датчиках и программно-технических комплексах заводами-изготовителями. Применение таких универсальных корнеизвлекающих функций не позволяет учитывать всех характеристик измерительных каналов, что приводит к возникновению существенной погрешности измерений в начале шкалы. Учитывая то, что на сегодняшний день предъявляются повышенные требования к автоматизации производств атомной и тепловой энергетике и количество технологических защит и блокировок увеличивается, указанная проблема имеет особое значение в аспекте промышленной безопасности. Это отмечается как отечественными, так и зарубежными исследователями [1].

В настоящее время, в связи с развитием техники и технологий, стало возможным применение цифровой обработки измерительных сигналов. Это позволит на качественно новом уровне осуществлять промышленные измерения и с многократно меньшей погрешностью [2].

В данном случае для реализации цифровой обработки измерительных сигналов предлагается применить нейросетевые технологии в режиме реального времени. Применение нейронных сетей позволит эффективно выделить полезный сигнал и снизить погрешность измерений, что позволит обеспечить высокую надежность [3, 4]. При этом, стоит отметить, что современное развитие отечественных программно-технических комплексов позволяет реализовать предлагаемый подход применения нейросетевых технологий для цифровой обработки измерительных сигналов.

«Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 22-79-00011, <https://rscf.ru/project/22-79-00011/>».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кириллов И.А. Измерение расхода питательной воды реакторных установок атомных станций // Механические измерения. – 2019. – № 9. – С. 33–38.
2. Бондарев В.Н. Цифровая обработка сигналов с использованием импульсных нейронных сетей // XX Международная научно-техническая конференция «Нейроинформатика-2018». – 2018. – С. 44–71.
3. Кузнецов А.В. Применение нейросетевых методов для обработки сигналов в каналах с помехами: Автореф. дис. канд. техн. наук. – Москва, 2000. – 20 с.
4. Долгачева С.А., Цапков Ю.А. Обработка сигнала ЧМ-дальномера с использованием нейронных сетей // Вестник ВолГУ. – 2010. – Т.1 – № 13. – С. 107–112.

КОМПЛЕКСНЫЙ РАССЧЕТ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ КЛТ-40С

Ю.Ю. Алексинцева, А.А. Пермикин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: yua6@tpu.ru

Российская Федерация характеризуется неравномерностью заселения и различным уровнем экономического развития отдельных регионов. Энергообеспечение отдалённых регионов осуществляется автономными источниками на органическом топливе, поставки которого связаны с большими финансовыми затратами, а эксплуатация наносит серьезный экологический ущерб. Одним из решений данного вопроса является использование энергоблоков малой и средней мощности (электрическая мощность от 200 кВт до 600 МВт) для производства электричества и тепла на основе технологий атомного судостроения.

В 2020 году ПЭТ «Академик Ломоносов» обеспечила более 50% потребности в электроэнергии Чаун-Билибинского энергоузла Чукотки [1] и увеличивает свою долю в электрообеспечении, планируя полностью заместить Билибинскую АЭС (конец эксплуатации в 2023 году) и Чукотскую ТЭЦ.

Однако проектная кампания реактора составляет 2,3 года [2] по истечении которых реакторные установки будут извлечены из ПЭТ и заменены новыми. Учитывая важность длительности кампании реактора, которая отвечает за экономическую выгоду проекта, стоит задача увеличения срока эксплуатации реакторной установки.

Комплексный подход к расчетам, то есть использование двух узкопрофильных программ –SolidWorks и MCU-PTR, позволяет исследовать нейтронно-физические и теплофизические параметры реактора. Данный подход обеспечивает возможность проведения модернизации реакторной установки не только при помощи изменения топливной композиции, но и конструкционных параметров, также влияющих на кампанию реактора.

Запас реактивности для активной зоны, загруженной свежим ядерным топливом, составил около 27 %. В исследовании также определено отравление реактора и эффективность органов СУЗ, используемых в рассматриваемом реакторе. Длительность кампании топлива составила около 650 эффективных суток. Теплофизические параметры, полученные при расчете с помощью САПР SolidWorks, прошли верификацию с проектными данными.

Таким образом, можно судить о создании моделей реактора КЛТ-40С, которые подлежат использованию для комплексного расчета модернизации существующей реакторной установки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Год с момента прибытия плавучего энергоблока «Академик Ломоносов» в Певек: как меняется самый северный город России // АО "Концерн Росэнергоатом" URL: https://www.rosenergoatom.ru/stations_projects/sayt-pates/press-tsentr/novosti/36489/ (дата обращения: 01.05.2022).;
2. Деев В. И., Щукин Н. В., Черезов А. Л. Основы расчета судовых ЯЭУ // М.: НИЯУ МИФИ. – 2012.

ВЛИЯНИЯ ДОЛГОВРЕМЕННОГО ЭЛЕКТРОМАГНИТНОГО РАЗОГРЕВА НЕФТЯНОГО ПЛАСТА НА ДЕБИТ СКВАЖИНЫ

И.Э. Джариев, В.А. Логинов, С.М. Сысоев

Бюджетное учреждение высшего образования Ханты-Мансийского автономного округа – Югры «Сургутский государственный университет»,

Россия, ХМАО-ЮГРА, г. Сургут, ул. Энергетиков, 22, 628412

E-mail: dzhariev2_ic@edu.surgu.ru

Запасы высоковязких нефтей и битумов значительны, и их добыча является важной практической задачей. Наличие высокой вязкости приводит к закупорке призабойной зоны скважины, поэтому часто применяемые методы теплового воздействия – нагретым паром или горячей жидкостью – в данном случае малоэффективны. К тому же, их масштабное применение может повлечь тяжелые экологические последствия в виде нарушений гидрогеологической обстановки.

Электромагнитный разогрев пластов является одним из перспективных методов теплового воздействия. Глубокое проникновение и объемное тепловыделение электромагнитного излучения способно обеспечить гораздо более высокую скорость нагрева. Основная задача – определить оптимальные режимы воздействия на пласт, на моделях, максимально приближенных к реальным условиям.

В рассматриваемой задаче предлагается новый метод увеличения дебита скважины для пласта с высоковязкой нефтью путем разогрева электромагнитным излучением. Технология эффективна в случае, если энергетическая рентабельность (EROI) равна или больше десяти. Полученные результаты для EROI 13,2 и 23,2 удовлетворяют указанному критерию. Однако, расчет по второму варианту показывает, что учет долговременного влияния электромагнитного разогрева нефтяного пласта на дебит скважины позволяет более корректно учесть эффективность технологии, и полученное значение коэффициента оценки энергетического баланса в первом варианте более чем в 1,7 раза ниже, чем во втором варианте. Таким образом, электромагнитное воздействие на призабойную зону пласта является эффективной технологией с практической точки зрения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ельников А.В., Сысоев С.М., Логинов В.А. Численное моделирование нагрева нефтесодержащего пласта сверхвысокочастотным электромагнитным излучением // Вестник кибернетики. 2019. №4(36). С.6-16.
2. Bera A., Babadagli T. Status of electromagnetic heating for enhanced heavy oil/bitumen recovery and future prospects: A review // Applied Energy. 2015. V. 151. P. 206–226.
3. Oloumi D., Rambabu K. Microwave heating of heavy oil reservoirs: a critical analysis // Microwave and optical technology letters. 2016. V.58, №4. P.809-813.
4. Сайтов Р.И., Абдеев Р.Г., Швецов М.В., Хасанова А.Ф., Абдеев Э.Р., Рукомойников А.А. Математическая модель процесса электромагнитного нагрева многофазного многокомпонентного пласта тяжелой нефти // Вестник Академии наук РБ. 2018. Т.29, №4(92). С.73-79.
5. Mukhametshina A., Martynova E. Electromagnetic heating of heavy oil and bitumen: A review of experimental studies and field applications // Journal of Petroleum Engineering. 2013. Volume 2013, Article ID 476519, 7 pages. <http://dx.doi.org/10.1155/2013/476519>.

СИНТЕЗ ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЛОКА СИНХРОНИЗАЦИИ С ПИТАЮЩЕЙ СЕТЬЮ

А.А. Колесников, В.М. Павлов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: aak248@tpu.ru

Мощные управляемые тиристорные выпрямители, используемые для обмоток электромагнитной системы токамака, при своей работе оказывают влияние на форму питающего напряжения, внося различного рода искажения. В свою очередь для правильного функционирования выпрямителей нужна точная привязка управляющих и коммутационных воздействий ко времени перехода через «ноль» напряжения питающей сети. При наличии искажений ошибка синхронизации может возрасти, особенно при использовании простых измерителей, основанных на компараторах. В представленной работе предлагается использовать для синхронизации с питающей сетью алгоритм фазовой автоподстройки частоты (ФАПЧ). Разрабатываемое программное обеспечение (ПО) предназначено для работы в составе блока синхронизации с питающей сетью.

Структурная схема алгоритма ФАПЧ представлена на рисунке 1.

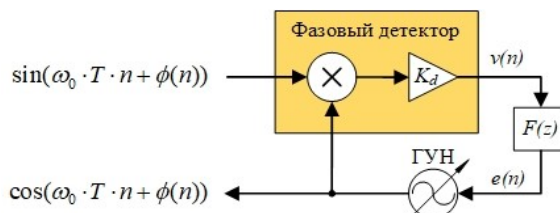


Рис. 5. Структурная схема цифрового контура ФАПЧ

Цифровой контур ФАПЧ состоит из: фазового детектора, который представляет из себя умножитель сигналов с коэффициентом усиления K_d ; петлевого фильтра (ФНЧ) и генератора, управляемого напряжением (ГУН), который формирует идеальный косинусоидальный сигнал.

При моделировании разработанного алгоритма в Matlab Simulink выяснено, что максимальное время синхронизации сигналов составляет 0,78 с, ошибка рассогласования сигналов не превышает 2,6 %.

Программное обеспечение, разработанное на основе алгоритма ФАПЧ, было адаптировано к аппаратной платформе блока синхронизации с питающей сетью и произведено моделирование его работы в среде Proteus 8 Pro. Полученные результаты представлены на рисунке 2, где синий сигнал – зашумленное напряжение питающей сети, красный – восстановленная идеальная синусоида, коричневые импульсы – управляющие сигналы в моменты перехода напряжения питающей сети через ноль.

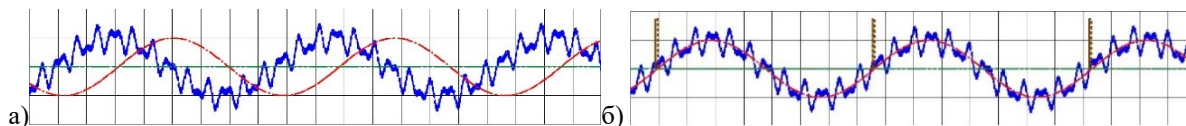


Рис. 6. Тестирование ПО в среде Proteus 8 Pro

а) начальный момент времени б) после синхронизации

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шахгильдян В.В., Ляховкин А.А. Системы фазовой автоподстройки частоты. – М.: Связь, 1972. – 446 с.

РАЗРАБОТКА ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ЛИНИИ СБОРКИ ТВЭЛОВ МФР

О.О. Кушков, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ook4@tpu.ru

В настоящее время цифровизация промышленности является одним из наиболее востребованных направлений в инженерной деятельности. Важная роль среди новейших цифровых технологий отводится технологии цифрового двойника (ЦД) – цифровому представлению технологического процесса и физических активов производства с помощью ряда математических и трехмерных моделей, которое позволяет в режиме почти реального времени отслеживать основные показатели технического состояния и производительности объекта. Интеграция технологии такого уровня с технологиями атомной энергетики, ядерного топливного цикла, безопасного обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом (являются критическими технологиями Российской Федерации в соответствии с Указом Президента РФ №899 от 7 июля 2011 года) позволит получить больший контроль за протеканием технологических процессов и снизить вероятность возникновения нештатных ситуаций на производстве путем проведения предварительного многократного моделирования различных сценариев работы технологических линий.

В соответствии с «Концепцией интеграции цифровых двойников объектов ПН «Прорыв» с объектами-прототипами» [1] предполагается, что в процессе эксплуатации ЦД получает и накапливает через АСУ ТП от объекта-близнеца (МФР) актуальные эксплуатационные данные с реальных технологических процессов формируя достоверный цифровой след всей эксплуатации МФР. Анализ этих данных по различным технологическим линиям обеспечит возможность определения оптимальных значений входных параметров линий, обеспечивающих высокую производительность технологической линии и наилучшее качество выходного продукта.

В рамках работы по созданию цифрового двойника технологической линии сборки твэлов МФР были решены следующие задачи:

- на основе проведенного анализа технологической линии и функций персонала разного уровня (сменный технолог, дневной технолог, начальник смены, технолог МФР) была разработана структура ЦД технологической линии сборки твэлов как совокупности нескольких инструментов, функционал которых различен для разного персонала;
- предложен макет видеogramм представления информации ЦД персоналу МФР разного уровня;
- разработан комплекс синхронизированных моделей технологических процессов в линии сборки твэлов, обеспечивающий учет энерго- и ресурсопотребления.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Концепция интеграции цифровых двойников объектов ПН «Прорыв» с объектами-прототипами / утв. научн. рук. ПН «Прорыв» Е.О. Адамов. – М. : АО «Прорыв», 2021. – 7 с. – Текст : непосредственный.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА РАЗЛОЖЕНИЯ ГАЗОГИДРАТА В ПЛАСТЕ СВЕРХВЫСОКОЧАСТОТНЫМ ЭЛЕКТРОМАГНИТНЫМ НАГРЕВОМ

Е.А. Петров, И.Э. Джариев, С.М. Сысоев

Бюджетное учреждение высшего образования Ханты-Мансийского автономного округа-Югры

«Сургутский государственный университет»,

Россия, ХМАО-Югра, г. Сургут, ул. Энергетиков, 22, 628412

E-mail: petrov_ea@surgu.ru

Рассматривается в осесимметричном приближении задача о разложении газовых гидратов в пористой среде, первоначально насыщенной термодинамически равновесной смесью гидрата метана, воды и газа.

В скважину на уровне пласта помещен источник мощностью 5 киловатт, излучающий электромагнитные волны в радиальном направлении. Вследствие объемного поглощения электромагнитной энергии вокруг скважины происходит разогрев пласта и прилегающих пород, приводящий к разложению гидрата метана.

Основные уравнения, описывающие динамику равновесной смеси газа, воды и газового гидрата в пористой среде, представляют собой законы сохранения массы газа, массы воды, массы газогидрата и закон сохранения энергии.

Моделирование разложения газогидрата в пористой среде под действием микроволнового излучения выполнено методом конечных элементов.

Типичные физические параметры пласта с газогидратом использовались при моделировании. Время нагрева пласта составило 10 суток.

В процессе исследований модели были получены пространственные и временные распределения температуры, гидрато-, водо- и газонасыщенностей. Произведен расчет массы газа, выделившегося из газогидрата в результате электромагнитного разогрева пласта.

Эти результаты вполне пригодны для практического применения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сысоев С.М., Алексеев М.М., Петров Е.А. Численное моделирование процесса разложения газогидрата в пористой среде, вызванного сверхвысокочастотным электромагнитным нагревом. Вестник кибернетики. 2021;(2(42)):60-71. <https://doi.org/10.34822/1999-7604-2021-2-60-71>
2. Zhao J., Fan Z., Wang B., Dong H., Liu Y., Song Y. Simulation of microwave stimulation for the production of gas from methane hydrate sediment//Applied Energy. 2016. V.168. P.25-37.
3. Wang B., Dong H., Fan Z., Liu Y., Lv X., Liu S., Zhao J. Numerical analysis of microwave stimulation for enhancing energy recovery from depressurized methane hydrate sediments//Applied Energy. 2020. V.262. P.1-14.
4. Макогон Ю.Ф. Природные газовые гидраты: распространение, модели образования, ресурсы // Российский химический журнал, т. XLVТI, № 3, 2003. С.70-79.
5. Chong ZR, Yang SHB, Babu P, Linga P, Li X-S. Review of natural gas hydrates as an energy resource: Prospects and challenges// Applied Energy. 2016. V.162. P.1633-1652.

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО И КОНЦЕПЦИЯ ОТРАСЛЕВОЙ СИСТЕМЫ "КОРПОРАТИВНАЯ ПОДГОТОВКА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ"

В.Л. Тихоновский, С.С. Гуралев

АО Группа компаний «НЕОЛАНТ»,

Россия, г. Москва, ул. Покровка 47А, 105062

Стадия вывода из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) – самая трудоемкая, продолжительная по времени, методологически разнородная и наименее автоматизированная стадия из всех этапов жизненного цикла ядерного объекта. Помимо прочего, деятельность по ВЭ всегда несет большие риски: это и повышенные дозовые нагрузки на персонал, осуществляющий демонтаж, и обращение с массово образующимися радиоактивными отходами (переработка, захоронение) и, конечно, угроза безопасности населения и окружающей среды. А несовершенство методов оценки стоимости работ по ВЭ, с помощью которых невозможно достоверно наложить радиационную обстановку на объекте на его инженерно-топологическую конфигурацию, приводит к значительным погрешностям в расчетах – как в сторону экономии, так и, по большей части, в сторону превышения сметной стоимости. По опыту реализации мероприятий ФЦП ЯРБ 2016-2020, отклонение фактических стоимостей вывода из эксплуатации от проектных оценок могут составлять величины от десятков миллионов до миллиардов рублей.

Digital Decommissioning – платформа цифрового сопровождения работ по выводу из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), обеспечивающая цифровую поддержку всего цикла работ по ВЭ от подготовительных работ на завершающем этапе эксплуатации до выполнения практических работ по ВЭ ОИАЭ.

В основе Digital Decommissioning применяются технологии информационного (BIM) и имитационного моделирования, виртуальной реальности (VR), лазерного сканирования и сферического фотографирования, автоматизированного вычисления удельной активности элементов модели с возможностью визуализации радиационной обстановки, которые обеспечивают формирование цифровой исполнительской инженерно-радиационной модели (ЦИИРМ) объекта ВЭ.

Возможности платформы Digital Decommissioning базируются на детальной исполнительской инженерно-радиационной модели выводимого из эксплуатации объекта использования атомной энергии, решающие на её основе следующие основные задачи:

- Интеграция всей необходимой для ВЭ инженерной и радиационной информации ОИАЭ с обеспечением ее предоставления технологам-проектировщикам и другим заинтересованным специалистам посредством в удобного web-интерфейса.

- Планирование и проведение КИРО в цифровом формате, решение «обратной задачи» – выявление радиационных источников, формирование пространственно-распределенного радиационного источника в помещениях ОИАЭ. На основе полученной модели пространственно-распределенного радиационного источника применяются методы динамического пересчета радиационных полей и самого пространственно-распределенного источника в реальном времени при изменении топологии объекта при имитации его поэтапного демонтажа.

- Укрупненная оценка стоимости предполагаемых вариантов ВЭ на основе «Отраслевых методических рекомендаций по оценке стоимости работ по ВЭ из эксплуатации объектов использования атомной энергии».

- Разработка проектно-технологических решений по ВЭ на основе данных ЦИИРМ, разработка технологических карт демонтажа (ТКД) и транспортно-технологических схем (ТТС) с автоматизированным формированием соответствующих документов и отчетов, содержащих ключевую информацию для формирования разделов проектной документации.

- Сохранение информации для последующего использования при проектировании ВЭ (лучшие проектно-технологические решения ранее выполненных проектов ВЭ для повторного использования при реализации аналогичных работ).

- Обучение персонала, выполняющего практические работы по ВЭ, разработанным проектно-технологическим решениям, с применением технологии виртуальной реальности.

Решением Госкорпорации «Росатом» платформа Digital Decommissioning разработки АО Группы компаний «НЕОЛАНТ» выбрана для реализации корпоративной информационной системы «Корпоративная система «Цифровая подготовка к выводу из эксплуатации» (КИС ЦПВЭ), основной задачей которой является перевод в цифровой формат этапов КИРО и проектирования заключительной стадии жизненного цикла ОИАЭ.

В докладе представлены возможности цифровой платформы Digital Decommissioning и сведения о корпоративной информационной системе «Цифровая подготовка к выводу из эксплуатации».

РАЗРАБОТКА ТРЁХМЕРНОЙ МОДЕЛИ МИКРОТРОНА ТПУ

Д.А. Поломошнова, Д.А. Шкитов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: dap63@tpu.ru

На данный момент на микротроне ТПУ выполняются экспериментальные исследования спектрально-угловых и поляризационных характеристик излучения релятивистских электронов. Измерения проводятся в широком диапазоне частот: начиная от области вакуумного ультрафиолета и заканчивая ГГц частотами. Приборы и методы исследования существенно зависят от выбранного диапазона частот, поэтому на ускорителе существуют три экспериментальные станции: «оптическая», «рентгеновская» и «мм» станции. Полученные результаты, в дальнейшем применяются для разработки и апробации новых методов диагностики параметров пучков заряженных частиц. Также на микротроне ТПУ проводятся исследования по объединению описания ряда физических процессов, входящих в поляризационное излучение, которое возникает в результате динамической поляризации атомов вещества при взаимодействии с кулоновским полем заряженных частиц. Так как сегодня поляризационное излучение применяется не только в физике высокоэнергетических процессов для идентификации заряженных частиц и в ускорительных установках для диагностики пучков заряженных частиц, но и в качестве механизма для создания компактных источников электромагнитного излучения в широком диапазоне частот. Подобные источники необходимы в медицине для лучевой терапии, при диагностике онкологических заболеваний, а также в промышленности и досмотровых системах.

К настоящему времени была разработана 3D-модель вакуумной камеры первого (линейного) тракта, в которую входят: камера, а также крышка и дно камеры, и окружающая её оснастка (вакуумный тракт, состоящий из фланцев, трубы и вакуумных хомутов KF-40 и KF-30), также данная модель была дополнена оптическим столом, состоящим из стоек, оптической плиты, укосин, ребер, стяжек и втулки. Они относятся к «оптической» и «мм» станциям.

В качестве рабочей САПР программы для данной работы был выбран SolidWorks, так как данная программа обладает рядом преимуществ перед другими известными САПР программами:

- Возможность настройки оформления чертежей и моделей в соответствии с разными стандартами, включая ЕСКД;
- Инструменты импорта и распознавания геометрии из других САПР;
- Обилие надстроек сторонних разработчиков для решения узкоспециализированных задач;
- Инструменты оценки стоимости изготовления деталей на этапе разработки.

Стоит отметить, что данная САПР программа является одной из ключевых программ, используемых в сфере автоматизированных машиностроительных производств.

Применение САПР программы, позволит наглядно рассмотреть устройство микротрона в учебных и научных целях. Так же это позволит проводить модернизацию микротрона ТПУ, используя для расчётов и испытаний непосредственно саму модель, что позволит более быстро и качественно проводить поиск и создавать необходимые детали.

СПОСОБЫ ВИЗУАЛИЗАЦИИ ПРОЦЕССОВ ПРИ ФУНКЦИОНИРОВАНИИ В СИСТЕМАХ БЕЗОПАСНОСТИ

В.А. Смирнова, Е. А. Суханов, Б.П. Степанов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vas101@tpu.ru

Обеспечения безопасного функционирования технологического процесса и объекта является одной из задач предприятия, в противном случае несанкционированные воздействия могут привести к серьезным последствиям. Поэтому современные системы безопасности позволяют обеспечивать дифференциальный подход, чтобы защита объекта не превышала потенциально нанесенного ущерба. Одним из самых важных вопросов является вопрос о защите объекта от внешних угроз.

В современном мире процессы цифровизации все больше входят в нашу жизнь, становятся неотъемлемой ее частью. Визуализация же является частью цифровизации, применяемой в различных сферах деятельности человека, в том числе в системах безопасности объекта. Это позволяет наглядно показать необходимость в создании и/или совершенствовании систем безопасности, а также привлечь больше финансирования в данную систему. В работе предполагается разработка набора инструментария, позволяющего представлять необходимую информацию в различном виде. Например, наглядно показывать в виде трехмерных и двумерных моделей действий потенциальных нарушителей при взаимодействии с различными элементами системы безопасности.

Применение такого инструмента имеет обширный горизонт, так как может применяться для обучения и подготовки персонала, занимающегося вопросами безопасности. Также может применяться в различных процессах создания и совершенствования, например, при проведении анализа уязвимости или оценки эффективности.

Внедрение процессов, позволяющих проводить визуализацию позволит не только наглядно продемонстрировать работу системы безопасности показывая её необходимость и полезность в защите объекта от внешних угроз. А с помощью данного инструментария возможно совершенствовать текущие системы безопасности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Степанов Б.П., Годовых А.В. Основы проектирования систем физической защиты ядерных объектов: Учебное пособие. – Изд-во Томского политехнического университета, 2009. – С.118.
2. Научно-методический электронный журнал «Концепт» [Электронный ресурс] Инфографика как способ визуализации учебной информации. URL: <https://e-koncept.ru/2014/14302.htm> – 09.05.2022

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИНВЕРТОРА НАПРЯЖЕНИЯ В СИСТЕМЕ ПИТАНИЯ ОБМОТКИ ГОРИЗОНТАЛЬНОГО ПОЛЯ ТОКАМАКА КТМ

С.В. Котов

Филиал «Институт атомной энергии» НЯЦ РК,

Казахстан, Курчатов, ул. Бейбіт атом, 2Б, 071100

На установке Токамак КТМ проводится наладка системы управления вертикальным положением плазмы, основным элементом которой является инвертер напряжения, выполненный на основе IGBT-модулей Semikron. Для формирования алгоритмов системы защиты источника питания, создана математическая модель в комплексе MATLAB Simulink, в которой смоделированы все возможные аварийные ситуации (Рисунок 1).

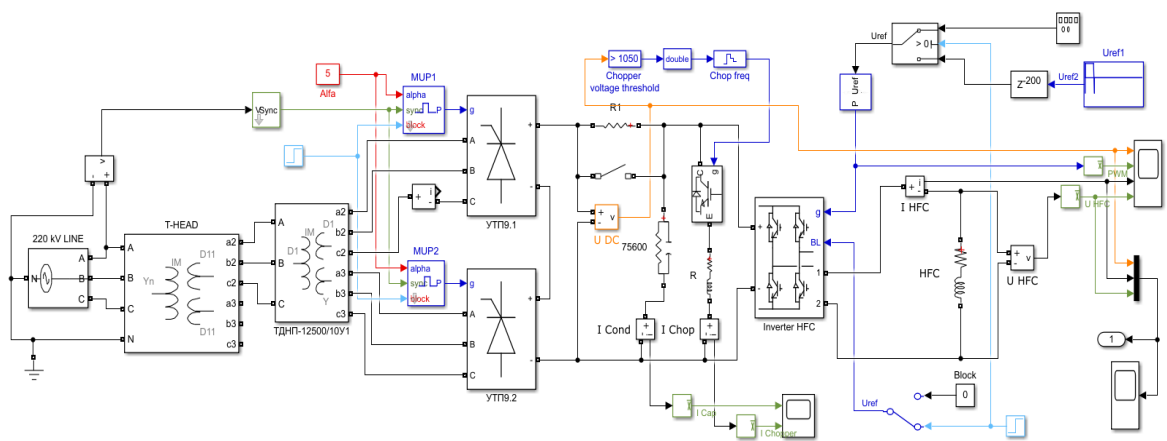


Рис. 1. Модель источника питания обмотки HFC

Моделирование рабочих режимов источника питания HFC позволило оптимизировать переходные процессы в данных режимах, что снижает нагрузку на наиболее уязвимые элементы. Применение несимметричного способа управления инвертором, согласно результатам расчетов, позволяет снизить пульсации тока в нагрузке и буферной емкости, в сравнении с симметричным способом управления.

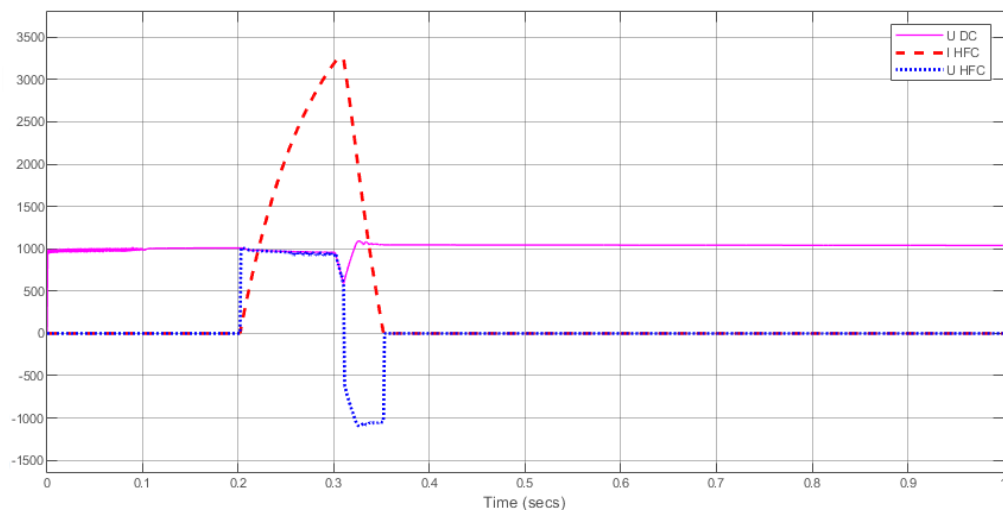


Рисунок 2. Моделирование аварии при вводе в обмотку максимального тока

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОЦЕССА ЭКСТРАКЦИИ С ПРИМЕНЕНИЕМ НЕЙРОСЕТЕВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

А.М. Емельянов, И.С. Надеждин, С.Н. Ливенцов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: ame8@tpu.ru

ГК «Росатом» реализует проект «Прорыв», направленный на создание ядерных энергетических технологий на базе замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) с использованием реакторов на быстрых нейтронах. В рамках проекта «Прорыв» создается модуль переработки опытного демонстрационного энергетического комплекса (МП ОДЭК), в котором предусмотрено использование экстракционного передела. В рамках цифровизации производств остро ощущается потребность в математических моделях технологических процессов (ТП), обладающих высокой точностью и учитывающих их ключевые особенности. Перспективным методом моделирования сложных ТП

является использование искусственных нейронных сетей (ИНС), которые позволяют повысить точность моделей процессов.

Целью настоящей работы является разработка математической модели технологического процесса экстракции с применением ИНС для дальнейшего использования модели в составе цифрового двойника (ЦД) МП и для решения задач поиска оптимальных режимов работы оборудования, синтеза и исследования алгоритмов управления.

На основании анализа процесса экстракции было установлено, что целесообразно применять ИНС для расчета коэффициента распределения целевых компонентов, который зависит от входных факторов, таких как: концентрация урана и азотной кислоты в водной фазе (ВФ) и органической фазе (ОФ), концентрация высаливателя в ВФ, концентрации трибутилфосфата в ОФ и температура смеси фаз. С помощью справочников и литературных источников была составлена обучающая выборка, определена структура ИНС, оптимальные параметры и метод обучения ИНС. Разработанная комбинированная модель процесса экстракции позволяет рассчитывать динамическое изменение концентрации урана в ВФ и ОФ в зависимости от коэффициента распределения, частоты вращения мешалки и соотношения объемных расходов фаз. Качественная проверка работоспособности в вычислительном эксперименте, проведенном на реализованной модели в среде КОД ТП, подтвердила адекватность разработанной модели.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Громов Б.В. Введение в химическую технологию урана. Учебник для вузов – М.: Атомиздат, 1978. – 336 с.
2. Николотова З.И., Карташова Н.А. Экстракция нейтральными органическими соединениями / Под ред. А.М. Розена. – М.: Атомиздат, 1976.Т.1 – 600 с.
3. Розен А.М. Термодинамика экстракционных равновесий уранилнитрата // Атомная энергия. – 1957. – Т.2. – № 5. – С. 445–458.

ДЕФЕКТОСКОПИЯ ИЗДЕЛИЙ МЕТОДОМ ЦИФРОВОЙ РАДИОГРАФИИ И КОМПЬЮТЕРНОЙ ТОМОГРАФИИ

Д.В. Халтурин, К.В. Обмуч, М.Р. Хусаинов, М.В. Ерофеева

Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк»,

Россия, г. Озерск, пр. Ленина, д. 31, 456796

E-mail: MRKhusainov@po-mayak.ru

В рамках внедрения цифровых технологий в производство на ФГУП «ПО «Маяк» осваиваются методики оперативного и высокоточного неразрушающего контроля заготовок и изделий, основанные на использовании методов цифровой радиографии и компьютерной томографии. Лишенные недостатков классической технологии пленочной радиографии цифровые методы дефектоскопии позволяют эффективно выявлять на ранних производственных этапах в контролируемых заготовках и изделиях дефекты, определять их размеры и местоположение.

При использовании цифровых методов изображение экспонируемого в поле ионизирующего излучения контролируемого объекта предварительно формируется на запоминающих фосфорных пластинах или плоскопанельных детекторах. В случае цифровой радиографии получаемое двумерное изображение контролируемого объекта впоследствии обрабатывается с использованием компьютера и специализированного программного обеспечения. Результатом применения метода компьютерной томографии является воссозданная средствами специализированного программного обеспечения и вычислительной техники трехмерная модель контролируемого объекта с разрешением до сотни нанометров. Для реконструкции объемной модели

контролируемый объект экспонируется с различных ракурсов, а двумерные радиографические снимки сшиваются в единую трехмерную модель.

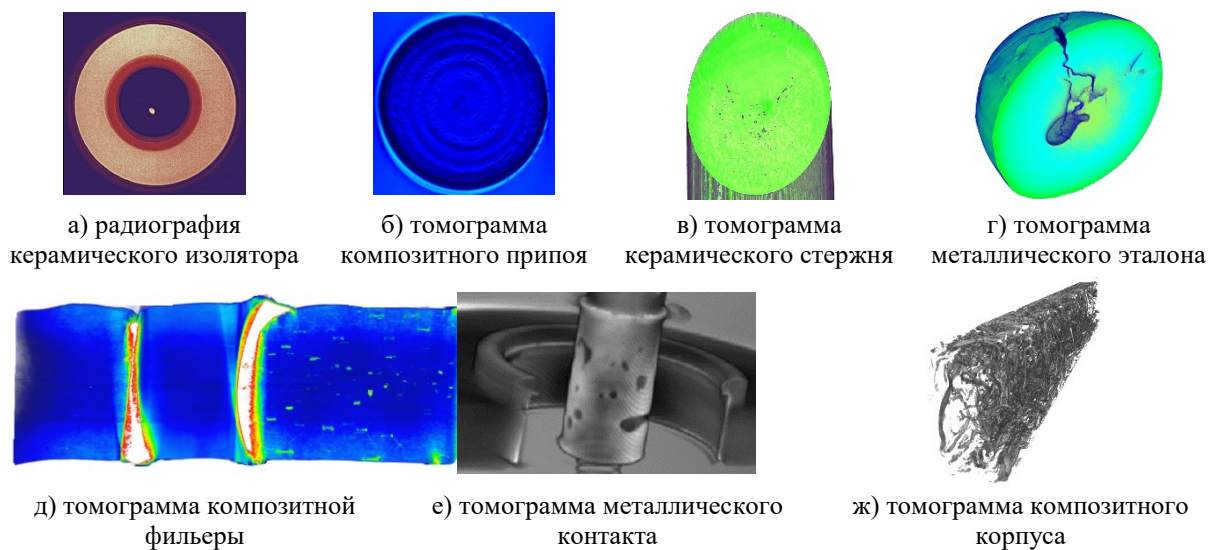


Рис. 1. Примеры применения методов цифровой радиографии и компьютерной томографии

На текущем этапе освоения цифровых методов дефектоскопии на ФГУП «ПО «Маяк» был проведен ряд работ с поступающими на предприятие и производимыми предприятием заготовками и изделиями из металлических, керамических и композиционных материалов. По результатам работ были определены причины появления дефектов, спрогнозировано влияние дефектов на работоспособность изделий, определены пути оптимизации производственных процессов, включая контроль качества

ПРОБЛЕМЫ И ВАРИАНТЫ КОРПОРАТИВНОЙ ЦИФРОВОЙ ТРАНСФОРМАЦИИ

И.А Юхновский

Образовательно-научный институт ядерной энергетики и технической физики им. академика Ф.М. Митенкова,
Россия, Н.Новгород, ул.Минина, д.28Л, 603155

e-mail: juhnowski@gmail.com

Взрывной характер процессов цифровизации в современной жизни имел одинаковые последствия в разных отраслях промышленности, а именно: слабая интеграция информационных систем между собой (экспорт импорт файлов, ручной ввод), дублирование, отсутствие единой модели данных предметной области, отсутствие моделей сквозных технологических конвейеров. Опыт показал преимущество использования событийной модели интеграции распределенных процессов.

Основные преимущества реактивной архитектуры [1]: реактивность, изоляция, автономия, мобильность и адресность, событийность, инкапсуляция состояния, но самое главное — это бесшовность цифровой трансформации. При наличии несовершенных, постоянно меняющихся бизнес-кейсах, пусть даже и не формализованных в бизнес-процесс есть всегда возможность их автоматизировать – представить в виде актора или группы акторов, причем совершенно не важно, какой природы будет этот актер: человек или компьютерный код, главное, что есть возможность общения.

Применение алгоритма вывода типа Хиндли – Милнера [1-2] является перспективным при оптимизации интеграции, а для оценки эффективности можно использовать алгоритм Амдала [3], закона Густавсона — Барсиса [4], согласованность процессов, время передачи данных, объем передаваемых (синхронизируемых) данных, пропускную способность.

Итого: архитектура информационных систем автоматизации бизнес-процессов, жизненных циклов предприятий является сложной и актуальной темой, нет сложившихся архитектурных решений и практик, но наиболее перспективным видится подход корпоративной цифровизации на базе распределенной реактивной архитектуры.

Скетч прототипа можно посмотреть в [6], был разработан по материалам [5].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Milner, Robin (1978), "A Theory of Type Polymorphism in Programming", Journal of Computer and System Sciences, 17 (3): 348–375, doi:10.1016/0022-0000(78)90014-4
2. Damas, Luis; Milner, Robin (1982), "Principal type-schemes for functional programs", POPL '82: Proceedings of the 9th ACM SIGPLAN-SIGACT symposium on principles of programming languages (PDF), ACM, pp. 207–212
3. Amdahl, Gene M. (1967). "Validity of the Single Processor Approach to Achieving Large-Scale Computing Capabilities" (PDF). AFIPS Conference Proceedings (30): 483–485. doi:10.1145/1465482.1465560
4. Gustafson, John L. (May 1988). "Reevaluating Amdahl's Law". Communications of the ACM. 31 (5): 532–3. CiteSeerX 10.1.1.509.6892. doi:10.1145/42411.42415.
5. <https://developer.lightbend.com/docs/akka-platform-guide/concepts/index.html>
6. https://github.com/juhnowski/digital_transformation

КОНЦЕПЦИЯ ЦИФРОВИЗАЦИИ СФЕРЫ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ОБРАЩЕНИЯ С РАО

В.Л. Тихоновский, С.С. Гуралев

АО Группа компаний «НЕОЛАНТ»,

Россия, г. Москва, ул. Покровка 47А, 105062

Цифровизация всех сфер деятельности является безусловным трендом современности. Свои эффекты цифровые технологии должны привнести и в сферу вывода из эксплуатации и обращения с РАО.

В докладе представлен экскурс в историю индустриальных революций, применения цифровых решений в различных областях деятельности в России. Представлены предложения по комплексной цифровизации стадии вывода из эксплуатации ОИАЭ и обращения с РАО на основе платформы Digital Decommissioning, системы SmartРАО, и технологии безлюдного обследования помещений ОИАЭ, остановленного для ВЭ – ПАК «УЛЕЙ».

РАЗРАБОТКА МОДЕЛЕЙ ОБОРУДОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИИ МОДУЛЯ ФАБРИКАЦИИ И РЕФАБРИКАЦИИ (МФР) ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В КОДЕ ОПТИМИЗАЦИИ И ДИАГНОСТИКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ (КОД ТП)

А.М. Бельков, С.Н. Ливенцов, А.А. Полосин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: amb24@tpu.ru

В работе уделено внимание технологии карботермического синтеза (КТС) МФР, а точнее этапу дозирования и смешивания порошков. В качестве аппаратов, реализующих данную операцию, интерес представляют аппараты вихревого слоя, которые предназначены не только для высокоинтенсивного перемешивания порошков, но и для их измельчения.

Математическое описание включает в себя следующие основные этапы (элементы):

- дозирование материалов в исходный контейнер, которое осуществляется при помощи дозаторов;
- перемешивание исходных материалов;
- движение ферромагнитных игл как по высоте, так и по радиусу аппарата;
- измельчение исходного материала;

– нагрев и охлаждение контейнера.

Таким образом, полученная модель в КОД ТП состоит из дозатора (на рис. 1 Dispenser) и аппарата вихревого слоя (на рис. 1 VortexLayer).

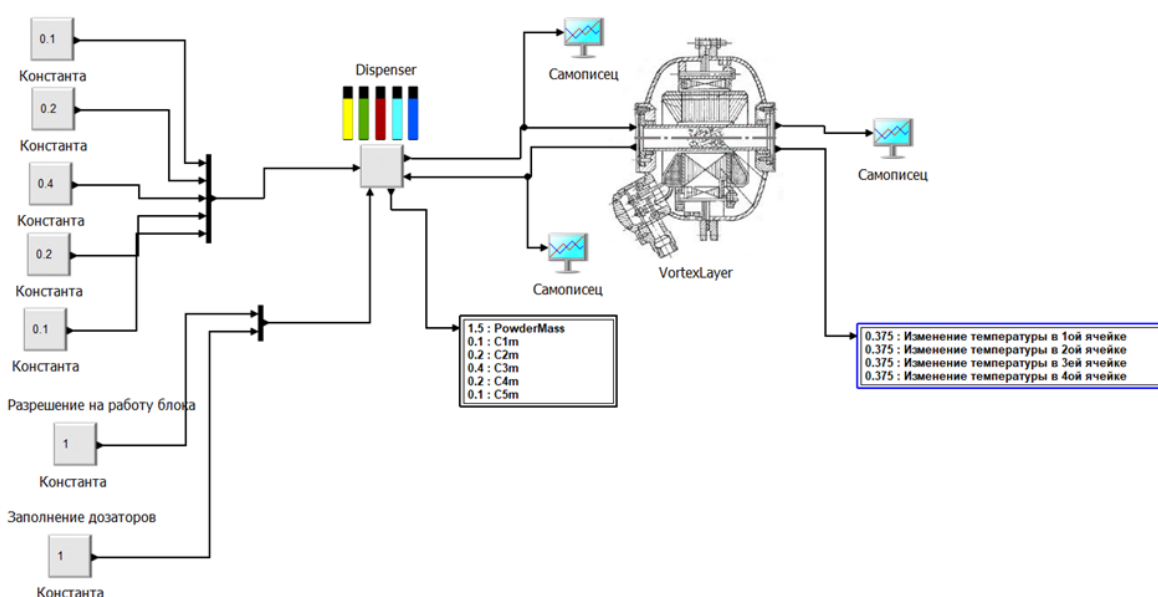


Рис. 1. Разработанная модель оборудования в КОД ТП

При помощи разработанной модели в КОД ТП получены кривые, описывающие изменение класса крупности частиц порошка и непосредственно процесс перемешивания при работе аппарата.

АНАЛИЗ ТЕМПЕРАТУРНОГО РЕЖИМА ГРУНТА ПОД ОСНОВАНИЕМ ВОДОЕМА НА ОСНОВЕ ИЗМЕНЕНИЕ ГРАНИЧНОГО УСЛОВИЯ

М. Дж. Джманбаев, У. Дж. Душенова

Кыргызский государственный технический университет им. И. Раззакова

Кыргызская Республика, г. Бишкек, пр. Ч. Айтматова 66.

E-mail: jamanbaevm@kstu.kg

Отдельные золоторудные комбинаты находятся на уровне 4000м. в условиях вечной мерзлоты. Строительство и эксплуатация сооружений, расположенных в условиях вечной мерзлоты в целях экологической безопасности требуется дополнительное исследование, связанное с протаиванием и промерзанием грунта под основанием хвостохранилища и тело плотины. Ранее исследования таких задач проводились приближенно численными методами и с использованием прикладных подпрограмм [1,2,3]. Результаты исследований носили приближенный характер. Поэтому построение аналитических решений математической модели в виде формулы позволило бы получать не приближенные, а точные прогнозные долгосрочные результаты без вычислительной погрешности. Данная работа посвящена построению аналитического решения математических моделей исследуемого процесса. Математическая модель процесса протаивания/промерзания рассматривалась не как задача Стефана, а как задача переноса тепла в однородной среде. Граница протаивания/промерзания определялась местоположением нулевой изотермы во времени и в пространстве.

Прогнозное значение температурного состояния мерзлого грунта под основанием водоема зависит от достоверности задания вида граничных и начальных условий. Поэтому большое внимание уделяется в

обоснованности задания начального и граничных условий изучаемого процесса для получения достоверных результатов. Достоверное начальное условие задачи формируется из данных наблюдений температуры грунта по глубине области. Граничные условия формируются по разному в виде первого, второго или третьего рода на границах области исходя из физики процесса. Одна и та же исследуемая задаче протаивания мерзлого грунта под основанием водоема, математически моделировалась в двух вариантах когда: 1) на верхней и на нижней границе поддерживались постоянные температуры: соответственно температура воды и температура мерзлого грунта; 2) на верхней границе поддерживается постоянная температура воды в водоеме, а на нижней границе задается граничное условие третьего рода т.е. на нижней границе температура грунта не известна. Она находится как решение граничной задачи из условия теплообмена. Граница таяния грунта находится как местоположение нулевой изотермы из аналитическом решении граничной задачи в одномерной постановке. Решение задачи строилась в виде ряда Фурье. Количество слагаемых в решении, определялись из условия сходимости ряда до заданной точности. Результаты расчета математических моделей показали, что время установление теплопереноса в грунте почти одинаковое, а глубина таяние разное.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Назарова Л.А., Назаров Л.А., Джаманбаев М.Д., Чаныбаев М.К. Моделирование процесса теплопереноса в окрестности гидротехнических сооружений в криолитозоне. ГИАБ. 2015. № 9. С. 373-379.
2. Nazarova L.A., Nazarov L.A., Jamanbaev M.D., Chynybaev M.K. Modeling heat and mass transfer processes in the vicinity of waterside structures in cryolite zone // Reports of the XXIII International Scientific Symposium «Miner's Week – 2015» 26-30 January, 2015. P. 35-40.
3. Шекеев К.Р. Численное моделирование протаивания мерзлого грунта под основанием хвостохранилища. // Известия КГТУ им. И. Раззакова №31, г. Бишкек, 2014. - С. 329-331.

РАЗРАБОТКА ИНСТРУМЕНТА ВИЗУАЛИЗАЦИИ ЭЛЕМЕНТОВ ИО ТЛ МФР

Е.К. Степанченко, С.Н. Ливенцов, А.О. Плетнёв

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail: eks8@tpu.ru

Модуль фабрикации и пусковой комплекс рефабрикации (МФР) является частью пристанционного ядерного топливного цикла опытно-демонстрационного энерго-комплекса (ПЯТЦ ОДЦ) с реактором на быстрых нейтронах БРЕСТ-300 и одним из главных элементов замкнутого ядерного топливного цикла [1].

В виду высокой экономической значимости проекта и его сложности, необходимо иметь инструмент оператора (ИО), предоставляющий информацию для оптимизации производительности, материальных и ресурсных затрат. В качестве такого инструмента могут выступать циклограммы работы оборудования.

Назначение данного инструмента заключается в визуализации и представлении результатов вычислительных экспериментов с целью анализа и настройки режимов технологических процессов, получение информации о работе и неполадках оборудования, производственных мощностях, ресурсных и материальных затратах в режиме реального и ускоренного времени. Разработанное ПО имеет возможность обработки различных режимов работы с учетом простоя и неполадок оборудования, формирует соответствующую документацию для анализа возможностей оптимизации режимов работы линии.

Преимущества разработки состоит в универсальности применения инструмента визуализации, а именно обработки процессов в автоматизированном режиме для различных линий МФР без необходимости корректировки алгоритмов расчета. Так же возможно быстрое формирование отчетных документов по работе линии, что ускорит работу оператора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Глазов А.Г., Горбачев М.К., Мочалов Ю.С., Чамовских Ю.В. Оборудование технологических линий МФР. основные конструктивные решения. / — Текст: непосредственный // Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах: сборник докладов конференции / М.: АО «НИКИЭТ», 2020. С. 75—81

Научное издание

**XI Международная научно-практическая конференция
«Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине»**

Сборник тезисов докладов
Международной научно-практической конференции

Издано в авторской редакции

Компьютерная верстка *А.О. Семенов*
Дизайн обложки *А.О. Семенов*

