ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

АО «Государственный центр Российской Федерации —
Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского»

Научно-технический форум

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ТЕПЛОФИЗИКА РЕАКТОРОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

02—05 июня 2026 года

Тезисы докладов

Обнинск — 2026

УДК 621.039.51+536.24

Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики и теплофизика реакторов нового поколения: Сборник тезисов докладов научно-технического форума, 02 – 05 июня 2026 г., Обнинск, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». — Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2026. — 314 с.

Сборник тезисов докладов форума «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики и теплофизика реакторов нового поколения (Нейтроника – Теплофизика 2026)», приуроченного к 80-летию АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», включает материалы, отражающие решение наиболее актуальных научных и технических задач нейтронно-физических, теплогидравлических расчетов и реакторных экспериментов в области ЯЭУ. В ходе форума традиционно обсуждаются современные научные проблемы нейтронной физики, теплофизики и безопасности ядерных реакторов.

Поступившие материалы публикуются в авторской редакции.

ISBN 978-5-907108-75-2

© АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2026

СОДЕРЖАНИЕ

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

Атомно-водородные технологии на базе ВТГР 21
Петрунин В.В., Фатеев С.А., Пономарев-Степной Н.Н., Маров И.В.

Расчетные исследования равновесных активных зон быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем 24
Моисеев А.В., Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Баловнев А.В., Юферева В.А., Ламанов С.А., Федоров И.А., Хахулин В.И.

Минимизация запаса реактивности реактора типа БН-1200: возможность и целесообразность 25
Васильев Б.А., Богданова Е.В., Киселев А.В.

НИОКР по РУ БН-1200 как фундамент для реализации проекта 27
Гулевич А.В., Камаев А.А., Керекеша А.В., Крюков А.Н., Кузина Ю.А., Марова Е.В., Маслов А.М., Перегудов А.А., Рогожкин С.А., Троянов В.М., Фаракшин М.Р., Шепелев С.Ф.

НЕЙТРОНИКА

Секция 1. Константное обеспечение нейтронно-физических расчетов ЯЭУ

Российская библиотека ядерных данных РОСФОНД-2.24 и ее использование для расчетов быстрых реакторов 29
Перегудов А.А., Мантуров Г.Н., Забродская С.В., Панова Д.В., Левченко Ю.В., Перегудова О.О., Семенов М.Ю., Слюняев М.Н., Тыклеева К.В., Егоров Г.О.

Новое в константном обеспечении CONSYST/БНАБ-РФ для расчетов радиационной защиты 30
Мантуров Г.Н., Егоров Г.О., Панова Д.В., Уляхин С.М.

Результаты тестирования файлов РОСФОНД-2.24 и библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 для задач ядерной безопасности 32
Панова Д.В., Перегудов А.А., Мантуров Г.Н., Лосев В.В.

Архив ОАЯБ библиотек оцененных ядерных данных в рабочих форматах 33
Листов А.С., Жуков В.Д., Тебин В.В.

Сопоставление методик подготовки групповых констант для моделирования переноса нейтронов методом Монте-Карло 33
Андрианова О.Н., Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., Аряпов И.Р., Варфоломеева В.А.

Расчетные исследования влияния ядерных данных на гетерогенное выжигание минорных актинидов в тестовой модели быстрого реактора 35
Левченко Ю.В., Аверченкова Е.П., Забродская С.В., Закиров Н.А., Мантуров Г.Н., Панова Д.В., Перегудов А.А.

Разработка и верификация библиотеки макроконстант для расчетов реактора БРЕСТ-ОД-300 с использованием нейронной сети 36
Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Баловнев А.В., Попов М.И.

Методика получения и анализа ковариационных матриц для нейтронных сечений 37
Гуркин Д.В., Мантуров Г.Н.

Высокопроизводительная подготовка групповых нейтронных констант в программном комплексе MNT-CUDA 39
Аряпов И.Р., Андрианова О.Н., Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А.

Параметризация нейтронно-физических констант для крупносеточной программы 40
Цыганов А.А., Алешин С.С.
Решение задачи Усачёва — Бобкова на примере быстрых реакторов
с уран-плутониевым топливом 41
Рыжков А.А., Тихомиров Г.В.
Анализ константной погрешности в расчетах критичности плутониевых систем.....42
Егоров Г.О., Кравец А.А., Мантуров Г.Н.
О свойствах внутренней самозащищенности реакторов типа ВВЭР относительно
несанкционированного ввода положительной реактивности.....43
Куликов В.И., Попыкин А.И., Жылмаганбетов Н.М., Старова Н.А., Коноводова А.Б.
Свойства решений прямого и сопряженного нестационарных уравнений
переноса и марковские процессы 45
Попыкин А.И.
Использование модели полиномиальной аппроксимации для вычисления
макроконстант при проведении расчетов по комплексу КОРСАР/ГП.....46
Дарьин Н.А., Увакин М.А., Петкевич И.Г., Суслов М.В.,
Рябов Г.А., Николаев А.Л., Бозриков К.В.

Секция 2. Численное моделирование при решении задач реакторной физики

Расчет функции ценности с использованием алгоритма вероятности повторных
делений в программе MCU 48
Архангельский Д.М., Дайченкова Ю.С., Калугин М.А.,
Олейник Д.С., Шкаровский Д.А.
Расчет реакторных функционалов посредством сингулярного метода.....49
Безбородов А.А., Грабежной В.А., Изотов В.В., Яровой М.В.
Оптимизационный расчет геометрии активной зоны водо-водяного реактора
мощностью 10 МВт.....50
Юрин Д.О.
Оценка возможности профилирования ядерного топлива в легководных реакторах.....51
Попов М.А., Внуков Р.А.
Уравнения метода поверхностных гармоник в решетке с несимметричными
по высоте ячейками 53
Ельшин А.В.
Применение методов неаналогового моделирования для расчетов плотности
потока нейтронов за пределами активной зоны быстрого реактора
со свинцовым теплоносителем 54
Жирнов А.П., Изотова В.В., Рождественский И.М., Солдатов Е.О., Хахулин В.И.
Повышение точности инженерных расчетов быстрого реактора
методом Монте-Карло в малом числе групп.....55
Грушин Н.А., Андрианова О.Н., Иванов И.Е.
Метод интерфейсных функций для описания систем со сложными граничными
условиями в ПК MNT-CUDA 56
Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., Уржумов Д.А.
Итоги разработки и валидации универсального инженерного программного
комплекса MNT-CUDA 3.0 для моделирования переноса нейтронов
групповым методом Монте-Карло на GPU 57
Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., Варфоломеева В.А., Андрианова О.Н.,
Аряпов И.Р., Дружинин В.Е., Плеханов Р.В.

Генерация конфигураций активной зоны АЭС в процессе протекания тяжелой аварии для проведения расчета в программе TDMCC 58
Молоскин А.Е., Даниэль А.В., Ванюшин П.А., Ивков М.И., Анищенко А.М.

Использование ПК «Виртуальная АЭС» для расчетного обоснования технического решения по применению электропривода клапанов БРУ-К для АЭС с ВВЭР 59
Молоскин А.Е., Ивков М.И., Гаврилов М.В., Анищенко А.М.

Исследование влияния угловой дискретизации на коэффициент размножения в задаче переноса нейтронов методом дискретных ординат в COMSOL Multiphysics..... 61
Михайлова А.В., Каныгин М.А., Волков Ю.Н.

Результаты расчетов экспериментов Jasper Radial Shield по программе FRIGATE с библиотекой РОСФОНД-2020.2..... 62
Тарасов А.Ю., Николаев А.А.

FRIGATE: BRANDER блок активации, трансмутации материалов и расчета радиационных характеристик 63
Юрин В.А., Николаев А.А.

Уравнение для ценности столкновений нейтронов при решении задач переноса нейтронов в реакторе 64
Селяков Д.А., Тебин В.В.

Анализ алгоритмов оптимизации в условиях задач расчета радиационной защиты..... 65
Исаченков И.А., Пышко А.П.

Конструкции охлаждаемых ловушек нейтронов..... 65
Исаченков И.А., Шкарупа И.Л., Иванов А.С.

Моделирование изменения сигнала детекторов прямого заряда с использованием ПС КИР-С на основе экспериментальных данных для реактора АРГУС..... 66
Краснова К.М., Иоаннисиан М.В., Дьячков И.И., Писарев А.Н., Шикалов В.Ф.

Секция 3. Разработка и верификация программ нейтронно-физических расчётов РУ

Статус «MCU-6»..... 67
Архангельский Д.М., Бикеев А.С., Гуревич М.И., Дайченкова Ю.С., Калугин М.А., Кузнецов А.Н., Марин С.В., Никулин М.Ю., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сергеев Г.С., Шкаровский Д.А.

Комбинированный алгоритм моделирования выгорания поглотителей в нейтронно-физических расчётах методом Монте-Карло 69
Бикеев А.С., Калугин М.А., Пименова Д.А., Шкаровский Д.А.

Верификация расчетов нейтронно-физических характеристик модели критической сборки стенда АСТРА с использованием OpenMC 70
Кудрявцева А.С., Синегрибов С.В., Киркин А.М.

Верификация программного средства MSR-NODES применительно к ЖСР малой и большой мощности..... 71
Колобовников И.П., Куприянов К.С., Фейнберг О.С., Игнатьев В.В.

Модернизация пакета САПФИР для расчетов в области термализации нейтронов..... 72
Жуков В.Д.

Устойчивый алгоритм расчет одногруппового коэффициента диффузии в многозонной цилиндрической ячейке методом поверхностных псевдоисточников... 73
Султанов Н.В.

Обеспечение возможности расчета переходной функции ДПЗ РУ типа ВВЭР в мелкосеточной программе....74
Мельникова М.С. Алешин С.С.

Разработка модулей интегрированной системы кодов для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик реактора БРЕСТ-ОД-300 75
Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Палатова М.И.

Разработка системы проектных кодов и расчетных моделей для полномасштабного моделирования быстрого реактора со свинцовым теплоносителем 76
Солдатов Е.О., Жирнов А.П., Баловнев А.В., Хахулин В.И., Иванюта А.Н., Федоров И.А., Ламанов С.А.

Кроссверификация программных средств расчёта ДПЗ в кассете водо-водяного реактора....77
Белоусов В.И., Давиденко В.Д., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В., Писарев А.Н., Расчетнова М.А.

Верификация модуля расчета γ-транспорта методом Монте-Карло....78
Белоусов В.И., Иоаннисиан М.В., Хилус Я.Е.

Верификация программы TDMCC для расчетов изменения изотопного состава МОКС-топлива на примере расчетных и экспериментальных бенчмарков....78
Карпович Г.В., Джаландинов А.Д.

Нейтронно-физический анализ при верификации расчетной модели активной зоны исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М 79
Шаламов Г.А., Чалпанов С.В., Елагина В.Р., Новгородский В.С., Русских И.М., Ташлыков О.Л.

Расчетное моделирование экспериментов по определению содержания урана-235 в свежих шаровых твэлах ВТГР на основе активного нейтронного метода 81
Щуровская М.В., Ярош П.А., Алеева Т.Б., Кожин А.Ф., Зубарев В.Н., Николаев В.Г., Тихомиров Г.В., Пугачев П.А., Волков Ю.Н., Сухоносов В.И.

Модуль нуклидной кинетики в программе КИР-С....82
Белоусов В.И., Давиденко В.Д., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В., Писарев А.Н.

Разработка и верификация нейтронно-физических моделей для совместного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета нестационарных режимов реакторов 83
Артемов В.Г., Артемова Л.М., Зинатуллин Р.Э., Коротаев В.Г., Кузнецов А.Н., Шильникова В.В.

Результаты верификации программы для ЭВМ САПФИР_РФ для расчета нейтронно-физических характеристик ячеек ВВЭР с топливом на основе урана и плутония....84
Артемов В.Г., Бессонов Д.Ю., Зинатуллин Р.Э., Кузнецов А.Н., Шильникова В.В.

Использование связки TDMCC и САПФИР&RC для расчета нейтронно-физических параметров активной зоны реактора ВВЭР....85
Малиновский П.М., Карпович Г.В.

Расчетно-экспериментальный анализ полей нейтронов у внешней поверхности корпусов реакторов ВВЭР с использованием программ КАТРИН и Serpent 86
Кравчук Л.В., Кочкин В.Н., Панфёров П.П., Махотин Д.Ю., Решетников А.А., Казенов К.Б.

Расчетное моделирование активной зоны реактора ВВЭР-С с использованием программ САПФИР_РФ и САПФИР_95&RC_ВВЭР.3 87
Ананьев А.В., Артёмова Л.М., Артёмов В.Г., Кузнецов А.Н.

Секция. 4 Алгоритмы и программы для решения нестационарных задач нейтронно-физического расчета ядерных реакторов

Моделирование нестационарных процессов в исследовательском водо-водяном реакторе с использованием пакета программ САПФИР 89
Панченко А.А., Авраменко Г.А.

Разработка и верификация усовершенствованной программы вычисления реактивности в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем 90
Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Ламанов С.А.

Расчетный анализ ксеноновых переходных процессов в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе 91
Каныгин М.А., Михайлова А.В., Волков Ю.Н., Фомиченко П.А., Гроль А.В., Котов Я.А., Кушнир Н.О., Невиница В.А.

Применение усовершенствованного метода неветвящихся историй при расчёте сопряжённовзвешенных функционалов нейтронной кинетики на основе метода Монте-Карло 92
Иоаннисиан М.В., Козлов Г.П.

Моделирование АЭС с ВВЭР 440 для анализа переходных режимов 93
Григоращенко С.М., Адеев В.А.

Влияние теплового расширения элементов активной зоны на динамическую модель 94
Белкин А.В., Кривошеин И.Н., Ячменев П.И.

Проблемы построения модели пульсирующего реактора 95
Верхоглядов А.Е.

Секция 5. Анализ интегральных и реакторных экспериментов, базы экспериментальных данных, бенчмарк-эксперименты

Подготовка и валидация расчетных моделей комплектов деталей из делящихся материалов, используемых в исследованиях на стенде критических сборок 97
Демьянов С.А., Валекжанина Е.И., Гуменных Э.А., Кайгородов А.А., Клоков С.С., Плузян К.Г., Уткин Д.С., Финогеев С.В.

Двадцатисекундное падение мощности реактора при эффективном коэффициенте размножения нейтронов большем единицы, зафиксированное экспериментально, и подтверждённое методом расчётного моделирования 98
Безбородов А.А., Изотов В.В., Язвинский Н.Ю., Яровой М.В.

Оценка точности расчета бенчмарк-экспериментов с промежуточным спектром нейтронов 99
Сорокопудова С.А., Осадчий А.И.

Моделирование активной зоны быстрого натриевого реактора большой мощности на критическом стенде БФС-2 100
Лосев В.В., Зуйков А.А., Семенов М.Ю., Тормышев И.В., Перегудов А.А., Бедняков С.М., Михайлов Г.М., Изотов В.В.

Экспериментально-расчётное исследование методов определения температуры нейтронного газа 101
Кушнир Н.О., Лапин А.С., Невиница В.А., Гроль А.В.

Разработка системы контроля профиля энерговыделения извлеченной ТВС методом гамма-сканирования в активной зоне РУ БРЕСТ-ОД-300 102
Аваев В.Н., Александров С.И., Жирнов А.П., Максимов И.Ю., Новиков И.В., Солдатов Е.О., Суханова Н.И., Ламанов С.А., Шашков Е.С.

Расчетное обоснование спектрометрической методики измерений энерговыделения в твэлах ТВС сборки критической ШЕЛЬФ 103
Аваев В.Н., Александров С.И., Кривошеин И.Н., Максимов И.Ю., Новиков И.В., Суханова Н.И., Шашков Е.С., Ячменёв П.И.

Расчетно-экспериментальное определение эффектов реактивности реактора БОР-60 на основе эксплуатационных параметров 105
Попыванов К.В., Меркулов А.И., Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю., Гришин К.С.

Амплитудно-временная градуировка измерительного тракта на установке высокоэнергетических нейтронов ГНЕЙС 106
Миргородских К.С., Намаконов В.В., Костенко И.И.

Измерение спектральных характеристик высокоэнергетических нейтронов, получаемых на мишенях ускорителей ТЗЧ 106
Намаконов В.В., Костенко И.И., Миргородских К.С., Мосеева А.Р.

Расчетно-экспериментальное исследование поля нейтронов генератора НГ-12И методом нейтронно-активационного анализа 107
Мосеева А.Р., Намаконов В.В., Самарин С.И., Кашаева Е.А., Нагаева Т.С., Пасечников В.П., Мокичев А.Г., Пономаренко С.Н.

Анализ возможных погрешностей расчета функции учета выгорания ДПЗ при большом протекшем заряде 108
Мильто Н.В., Расчетнова М.А.

Гипотезы к моделированию электронно-фотонного каскада в ДПЗ 109
Калугин М.А., Курченков А.Ю., Никулин М.Ю., Прохоров Д.Н., Расчетнова М.А., Шкаровский Д.А.

Прецизионные расчёты показаний датчиков при измерении эффектов реактивности на сборке БФС-88 110
Жирнов А.П., Рождественский И.М., Шульга А.М., Юферева В.А.

Влияние возвратных нейтронов на параметры измерений эффективной массы плутония-240 методом множественности нейтронов 111
Прошкина О.С., Рогожкин В.Ю.

Разработка расчётной модели ДПЗ и его линии связи для задач моделирования РУ ... 112
Гольцев А.О., Федотов А.С.

Методические особенности применения инженерных диффузионных нейтронно-физических программ для анализа экспериментов с облучательными устройствами в боковом экране 113
Каширина В.Е., Котов Я.А., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Меркулов А.И.

Секция 6. Ядерная и радиационная безопасность РУ

Реализация методов понижения дисперсии в программе B80GR комплекса программ САПФИР 115
Клименко Л.В., Гусев А.А.

Моделирование сценариев нарушения нормальной эксплуатации сред гидрометаллургической переработки ОЯТ 116
Скворцов М.В., Кощеева А.М.

Алгоритм расчета показателей пожаровзрывобезопасности для пирофорных материалов в программном коде «Firex» 117
Гёзалян Л.В., Кощеева А.М.

Анализ радиационных последствий выбросов для обоснования категории потенциальной радиационной опасности ИЯУ МБИР 118
Шпилько М.А., Перегудова О.О., Мухамадеев Р.И., Леванова М.В., Виноградов А.В.

Применение нейронной сети для отбора состояний при анализе ядерной безопасности в запроектной аварии с потерей теплоносителя в бассейне выдержки 120
Глазков А.С.

Моделирование экспериментов по прохождению гамма излучения через вещество в рамках пакета программ САПФИР 121
Гусев А.А., Клименко Л.В.

Развитие гауссовой модели рассеивания применительно к условиям сложного рельефа 122
Яковлева О.В., Шмельков Ю.Б.

Оценка погрешности метода средних хорд при больших значениях пористости в модельной задаче с засыпкой топливных обломков 123
Бикчинтаев А.А.

Обоснование применимости двухизотопной модели плутония при определении параметров ядерной безопасности 124
Кравец А.А., Егоров Г.О.

Анализ влияния примесей в составе вольфрамовой первой стенки токамака нового поколения на ее радиационные характеристики 125
Халиков Р.С., Блохин П.А., Кизуб П.А., Ефремов Р.О.

Программа расчета изменения нуклидного состава ядерного топлива в рамках пакета программ САПФИР 126
Листов А.С., Осадчий А.И., Титаренко И.А.

Разработка методики расчетов выбросов РВ при ЗПА для перспективной РУ БН 127
Кузнецов Д.В., Анфимов А.М., Кирилов И.Н., Тимин Д.А.

Методические подходы к расчетному обоснованию радиационной безопасности установок УТС 128
Ефремов Р.О., Кизуб П.А., Блохин П.А., Халиков Р.С., Бриткина В.С.

Методические подходы к определению местоположения ТВС с негерметичными твэлами по показаниям оперативных систем КГО реакторов на быстрых нейтронах 129
Дмитриев Д.В., Филимонов Е.В., Албутова О.И., Гурьев С.А., Кудряев А.А., Лукьянов Д.А.

Сравнительный анализ нейтронно-физических характеристик уран-плутониевых загрузок ВВЭР средней мощности по эффективности и безопасности 131
Гладилина В.В., Увакин М.А., Устинов, А.Н., Джаландинов А.Д.

Модифицированный комплекс переноса излучения в гетерогенных средах RTS&T 132
Цветков Д.А., Цветкова А.Р., Дегтярев И.И.

Зависимость величины повреждающей дозы от состава активной зоны 133
Васильев Б.А., Игнатьев В.Н.

Исследование выхода и накопления продуктов деления в зазоре твэла с учетом неопределённостей исходных данных 134
Артамонова Д.Д., Шмельков Ю.Б.

Расчетно-теоретическое прогнозирование радиационных условий
в кабине облучения пациентов комплекса Луч-У70 135
Морозов С.К., Дегтярев И.И.

Секция 7. Замыкание ядерного топливного цикла ядерной энергетики. Системные исследования ЯЭ

Потенциал быстрого натриевого реактора в осуществлении многократного
рецикла плутония в реакторах на тепловых нейтронах 137
*Усанов В.И., Гулевич А.В., Гурская О.С., Кузина Е.С.,
Исанов К.А., Закиров Н.А.*

Классификация и анализ инструментов ИНПРО для поддержки расчетно-
аналитических исследований 138
Егоров А.Ф.

Перспективы использования радионуклидов ОЯТ 138
Зайвый В.С.

Сохранение длительности топливной кампании реактора на быстрых нейтронах
в замкнутом ядерном топливном цикле 139
Филонов В.Н., Нестеров В.Н, Карван Р.А.

Исследование влияния компоновки реактора типа БН на изотопный состав
и баланс рециклируемого плутония 140
Исанов К.А., Закиров Н.А., Елисеев В.А., Гулевич А.В.

Исследование влияния сценария обмена материальными потоками
между реакторами ВВЭР и БН на изотопный состав и баланс плутония 141
Исанов К.А., Закиров Н.А., Елисеев В.А., Гулевич А.В.

Расчетная оценка нейтронно-физических характеристик при использовании
изотопно-модифицированного СНУП-топлива в реакторе БРЕСТ-ОД-300 142
Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Фёдоров И.А.

Наработка Pu-238 в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах 143
*Меркулов А.И., Жемков И.Ю., Ишунина О.В.,
Попыванов К.В., Тихонова Д.Е.*

Исследование потенциала воспроизводства ^{233}U в зависимости
от материальных и геометрических параметров ячейки реактора 144
Фирсов Е.И., Внуков Р.А., Лапин А.С.

Разработка программного комплекса по расчету изменения изотопного состава
для задач моделирования ядерного топливного цикла 145
Григорьев И.А., Декусар В.М.

Параметры двухкомпонентного топливного цикла с реактором ВВЭР-1200
со 100 % загрузкой МОКС-топливом 146
Кускеев И.Ш., Карпович Г.В.

Воспроизводство топлива в высокотемпературных
металл-металлических реакторах 147
Иванов А.С., Шкарупа И.Л., Алексеев П.А., Исаченков И.А.

Усовершенствование метода расчета теплоэлектрофизических характеристик
термоэмиссионных преобразователей 148
Иванов А.С., Алексеев П.А.

Об использовании металлического топлива в реакторах типа БН 149
Селезнев Е.Ф.

Секция 8. Сопровождение эксплуатации и вывод из эксплуатации действующих энергоблоков

Развитие алгоритмов управления ВВЭР в целях повышения маневренных характеристик 150
Рябов Г.А., Николаев А.Л., Увакин М.А.

Результаты внедрения топлива 2,7 % + 0,35 % Er на энергоблоках № 3 и № 4 Ленинградской АЭС 151
Рождественский М.И., Алимов Ю.В., Кузнецов П.Б., Жирнов А.П., Лебедев С.С., Галеева Н.М., Каркин И.В.

Влияние компоновок топливных загрузок на продление эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР-440 152
Осипова Е.С., Спиркин Е.И., Ерак Д.Ю.

Современные прецизионные расчеты реакторов РБМК-1000 153
Жирнов А.П., Рождественский И.М., Алимов Ю.В.

Анализ влияния локализации утечки продуктов деления из защитной оболочки на величину выброса при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР 154
Горлов Е.А., Шмельков Ю.Б.

Исследование возможности наработки тербия-161 в облучательном канале РБМК-1000 155
Бирюков А.Н., Подосинников А.А., Бакулин Д.В., Музалева М.С., Ильин А.С., Кавун О.Ю.

Концепция постоянно действующей модели реакторной установки для решения задач прогнозирования радиационных характеристик реакторных конструкций 156
Сошников В.М., Блохин П.А.

Расчёт полномасштабной модели ВВЭР-1200 методом Монте-Карло 158
Белоусов В.И., Дубов А.А., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В.

Исследование влияния изменения в течение кампании геометрии твэла на НФХ 2 блока Ленинградской АЭС-2 159
Шумский Б.Е., Захаров М.А., Коцарев А.В., Лизоркин М.П.

Валидация кода МАВР-ТА на экспериментах по росту аэрозолей в первом контуре реакторной установки при тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР 160
Сарычев Е.С., Шмельков Ю.Б.

О возможности консервации ОТВС на осушенном БВ-3 Билибинской АЭС 161
Московченко И.В., Мухамадеев Р.И., Павлюкова В.А.

Моделирование активации конструкций РУ ВВЭР-440, эксплуатируемых за пределами проектного срока 161
Катаев Е.В., Ванеев Ю.Е., Сошников В.М.

Применение методов кластеризации для анализа безопасности АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1200 164
Ушаков Д.Ю., Воробьев Ю.Б.

Обеспечение условий использования ферритно-мартенситных оболочек твэлов реактора БН-800 для увеличения выгорания 165
Васильев Б.А., Крюков А.Н., Белов С.Б., Пахолков В.В.

Оценка потенциала реактора МБИР для проведения перспективных экспериментальных исследований 166
Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю.

Анализ результатов валидации программы Альфа-БН 1.0 по экспериментальным данным о выходе ГПД из оксидного топлива 167
Маркелов В.Д., Филимонов Е.В., Дмитриев Д.В.

Проведение расчетов аварий типа RIA с использованием комплекса ATHLET/BIPR-VVER в поддержку лицензирования стенда «П» НИЦ «Курчатовский институт» 168
Егоров В.В., Коцарев А.В., Шумский Б.Е., Цыганов С.В., Кузнецов А.Н., Шкаровский Д.А.

Применение программы «БРОК» для расчета исходных данных для ядерной безопасности в бассейне выдержки 169
Следков Р.М., Чусов И.А., Степанов О.Е., Акименкова Е.Ю.

Секция 9. Нейтронно-физические характеристики и безопасность реакторов нового поколения

Концептуальные вопросы реализации маневренных режимов в свете современного развития атомной энергетики 171
Увакин М.А., Николаев А.Л., Рябов Г.А., Махин И.В., Сотсков Е.В.

Вариативное моделирование маневренных режимов ВВЭР средней мощности с использованием серых ОР СУЗ 172
Бозриков К.В., Увакин М.А., Николаев А.Л., Рябов Г.А.

Адаптация методики анализа неопределенностей для обоснования безопасности маневренных режимов ВВЭР средней мощности 173
Кузнецов Н.И., Увакин М.А.

Валидация кода ТРАП-КС по результатам испытаний маневренных режимов 174
Николаев А.Л., Увакин М.А., Закутаев М.О., Рябов Г.А., Бозриков К.В.

Нейтронно-физические расчеты активных зон реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем в потвэльном групповом приближении без пространственной гомогенизации 174
Скобелев А.Н., Николаев А.А.

Разработка и валидация расчетных моделей переноса продуктов деления в газовой полости реактора БР-1200 175
Грузинцева У.А., Сапожников И.С.

Расчетное обоснование физического пуска РУ ВТГР 176
Щуровская М.В., Лапин А.С., Алферов В.П., Гроль А.В., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Шикалов В.Ф.

Планирование экспериментов на исследовательском реакторе ОР с целью испытаний средств контроля нейтронного потока для РУ ВТГР 177
Щуровская М.В., Лапин А.С., Поляков П.С., Гроль А.В., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Шикалов В.Ф.

Влияние неопределенностей технологических параметров на нейтронно-физические характеристики РУ ВТГР 179
Гроль А.В., Бояринов В.Ф., Фомиченко П.А.

Системная оценка перспектив ВТГР 180
Баланин А.Л., Гроль А.В., Невиница В.А., Родионова Е.В., Фомиченко П.А.

Оценка погрешностей нейтронно-физических характеристик активной зоны быстрого натриевого реактора большой мощности 181
Перегудов А.А., Мантуров Г.Н., Семенов М.Ю., Аверченкова Е.П., Лосев В.В., Мишин В.А., Зуйков А.А.

Автономная атомная станция малой мощности СВГТ-1 «Арктика»:
проблемы изолированных энергоисточников и подходы к их решению 182
Троянов В.М., Вербицкий А.Г., Ошейко Ю.В.,
Тошинский Г.И., Тормышев И.В.

Программа для ЭВМ MIF-2: опыт использования при проектировании
и эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах 182
Вербицкий А.Г., Соломонова Н.В., Ошейко Ю.В., Мишин В.А.,
Перегудов А.А., Пастухова П.В., Чибисов И.Ю., Кунцьо Г.А.

Определение параметров моделирования выгорающего поглотителя
для проведения расчёта выгорания активной зоны РУ ШЕЛЬФ-М 183
Калугина К.М., Кривошеин И.Н., Харченко М.О., Ячменев П.И.

Нейтронно-физический расчет реакторной установки
с всережимной естественной циркуляцией теплоносителя
для атомной станции малой мощности 184
Ленских А.Н., Щукин Н.В., Аряпов И.Р.

Использование программного комплекса SERPENT для моделирования равновесной
топливной кампании и определения основных нейтронно-физических
характеристик исследовательского реактора на быстрых нейтронах 185
Андронов Д.С.

Моделирование нестационарных нейтронно-физических параметров растворного
исследовательского реактора АРГУС с использованием ПС КИР-С 186
Белоусов В.И., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В., Кочнов Ю.О.,
Медведев И.Р., Писарев А.Н.

Моделирование нестационарных нейтронно-физических параметров критической
установки Стенд-П с использованием ПС КИР-С 187
Белоусов В.И., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В.,
Писарев А.Н., Суржиков П.А.

Секция 10. Минорные актиниды и изотопы

Исследование возможностей бокового экрана для гетерогенного выжигания
минорных актинидов в реакторе типа БН 188
Закиров Н.А., Исанов К.А., Елисеев В.А.

Определение максимальных параметров гомогенной утилизации
минорных актинидов при многократном рецикле в реакторе типа БН 189
Зарапина Э.М., Исанов К.А., Закиров Н.А.,
Чипчикова В.Д., Гулевич А.В.

Оценка эффективности гомогенного выжигания нептуния реакторе типа БН
при многократном рецикле 189
Сусакин В.А., Исанов К.А., Закиров Н.А.,
Елисеев В.А., Гулевич А.В.

Эффективность выжигания минор-актинидов в быстром и промежуточном
спектрах нейтронов 190
Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В.

Моделирование многократного рецикла топлива с МА
в энергетических реакторах большой мощности
с использованием комплекса SCALE 193
Хомяков А.Ю., Родина Е.А., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В.

О некоторых полезных применениях минорных актинидов 194
Коробейников В.В., Колесов В.В., Пупко Л.П.

О возможности использования Np-237 в качестве топлива
для быстрого реактора малой мощности 195
Колесов В.В., Коробейников В.В., Внуков Р.А.

Оценки возможности организации наработки изотопа йода-131
в исследовательском ядерном реакторе ИВВ-2М....195
Кириллов К.А., Чалпанов С.В., Русских И.М., Селезнев Е.Н.

Будущее МБИР: производство изотопов или электрической энергии?....197
Мокшанов Н.А., Слюняев М.Н., Клинов Д.А.

Результаты кроссверификационных расчетов тестовой модели БН-800
для опытно-промышленной демонстрации выжигания МА....198
Пастухова П.В., Левченко Ю.В., Мишин В.А., Панова Д.В., Кузнецов А.Е., Пугачев Н.С., Каширина В.Е., Котов Я.А., Лапин А.С., Хомяков А.Ю., Бабухина Ю.С., Пугачев П.А., Рыжков А.А., Ромадинов А.М.

Влияние изотопного состава плутония и минорных актинидов МОКС-топлива
на запас реактивности....199
Губайдуллин И.М., Исанов К.А., Закиров Н.А.

ТЕПЛОФИЗИКА

Секция 11. Физическая химия и технология жидкометаллических теплоносителей

Жидкие металлы в атомной энергетике, термоядерной и других инновационных
технологиях 201
Сорокин А.П., Алексеев В.В., Асхадуллин Р.Ш., Кузина Ю.А., Денисова Н.А.

К вопросу о внутриреакторной пассивации конструкционных сталей
в тяжелых жидкометаллических теплоносителях....202
Асхадуллин Р.Ш., Троянов В.М., Ниязов С.-А.С.

К вопросу о диффузионном выходе компонентов конструкционных сталей
реакторных установок и исследовательских стендов с тяжелыми
жидкометаллическими теплоносителями....203
Ниязов С.-А.С., Асхадуллин Р.Ш., Чёпоров Р.Ю., Осипов А.А.

Модель образования пленки при окислении стали в ТЖМТ: электрохимический
подход для внутреннего слоя и диффузионно-кинетический – для внешнего 204
Николаев В.С.

Диффузионная модель взаимодействия Fe–Cr стали с жидкой свинцово-висмутовой
эвтектикой 205
Воронов И.В., Колотинский Д.А., Николаев В.С.

Методика расчета молекулярного коэффициента диффузии для примеси
в свинцовом расплаве на примере атома кислорода 206
Хнкоян Г.В., Николаев В.С.

Обоснование разработки газового фильтра в системах измерения объемной
активности защитного газа в РУ с тяжелым теплоносителем....207
Николаев И.А., Мельников В.П., Посаженников А.М., Зуборева М.В.

Экспериментально-расчетное исследование диспергирования и распространения
газовых смесей в контуре жидкометаллического теплоносителя....208
Сапожников И.С., Белых Ю.О.

Расчетная оценка влияния коэффициента активности монооксида железа на
термодинамическую устойчивость магнетита в расплавах тяжелых металлов....209
Осипов А.А., Ниязов С.-А.С.

Анализ переходных процессов при протекании тока в электромагнитных расходомерах и насосах-расходомерах жидких металлов 210
Осипов А.А., Ниязов С.-А.С., Асхадуллин Р.Ш.

Расчётная оценка распространения фрактальных пульсаций температуры в твердом теле 210
Осипов А.А.

Экспериментальная оценка электронных и поляризационных эффектов в твердоэлектролитных системах на основе ZrO_2 211
Осипов А.А., Шелеметьев В.М., Ниязов С.-А.С., Чепоров Р.Ю.

Вычисление коэффициента скорости истечения газовых продуктов деления в свинцовый теплоноситель при наличии дефекта оболочки твэла 212
Чубаров М.А., Коновалов И.И., Тихомиров Г.В.

О результатах экспериментальной апробации измерительного канала ТДА кислорода со встроенной термопарой в ТЖМТ 213
Лотов В.С., Садовничий Р.П., Дворецкий С.В., Асхадуллин Р.Ш.

Решение текущих задач технологии натрия в обеспечение безопасности реакторов на быстрых нейтронах 214
Алексеев В.В., Саванков В.Г., Сутягина Р.О., Борисов В.В., Камаев А.А., Ганичев Н.С., Волов А.Н., Ильичева Н.С., Коновалов М.А., Загребаев С.А.

Технология вакуумной дистилляции теплоносителя эвтектического сплава Na-K 216
Артюхов А.А., Гавшина В.В., Дудкин К.О., Кравец Я.М., Пожидаев А.Р., Рыжков А.В., Талпа И.К.

Разработка устройства контроля кислорода для ИЯУ «МБИР» 217
Дворецкий С.В., Садовничий Р.П., Асхадуллин Р.Ш., Лотов В.С.

Разработка новых методических схем определения азота и галогенов в щелочных металлах и сплавах на их основе ионохроматографическим методом 218
Цапко Ю.В., Харитонова Е.Ю., Кочеткова А.Я.

Исследование и оптимизация условий определения кислорода в щелочных металлах и их сплавах карбометрическим методом 220
Цапко Ю.В., Харитонова Е.Ю., Кочеткова А.Я., Бобров Д.К.

Разработка защитных контейнеров для перевозки и хранения солей реактора ИЖСР с учетом особенностей теплофизических свойств солей 222
Васильев В.И., Кассиров С.В., Ананьев А.В.

Экспериментальные исследования высокотемпературных физико-химических процессов в условиях тяжелых аварий на АЭС 223
Альмяшев В.И., Шуваева Е.Б., Тимчук А.В.

Секция 12. Гидродинамика и теплообмен в водоохлаждаемых реакторах

Закономерность изменения коэффициентов местного гидравлического сопротивления в смежных отводящих из напорной камеры каналах 224
Дельнов В. Н., Котов М. А., Мухамадеев Р. И., Патракеева А. И.

Ретроспективный анализ начальной стадии аварии на АЭС ТРИ МАЙЛ АЙЛЕНД с использованием интегрального кода СОКРАТ 225
Ахмедов И.С., Томащик Д.Ю.

Применение «Виртуальной АЭС» для анализа течей за пределами защитной оболочки 227
Ахмедов Э.Г., Анищенко А.М., Гаврилов М.В., Ивков М.И., Молоскин А.Е.

Расчетно-экспериментальное обоснование работоспособности теплообменников СПОТ ПГ и СПОТ ЗО 229
Ивков М.И., Анищенко А.М., Ахмедов Э.Г., Гаврилов М.В., Ларин А.В., Молоскин А.Е.

Исследование совместной работы ГЕ 2 ступени и СПОТ ПГ водяного типа для АЭС с реакторами большой мощности....231
Киреев Р.С., Астафьева В.О., Сидоров В.Г., Кухтевич В.О.

Расчет накопления газов в парогазовой области пространства под крышкой реактора в состоянии РУ «останов для ремонта» 232
Авдеенков А.В., Верховская А.О., Карнаухов В.Е., Седов М.К., Седов О.С.

Применение нейронной сети для моделирования поступления радиолитического водорода в оборудование первого контура реактора типа ВВЭР во время ППР....233
Воробьева С.Ю., Иванов С.О.

Влияние степени гетерогенности топлива ТВС ИРТ-3М на теплогидравлические характеристики....234
Пасько Д.В., Смольников Н.В., Аникин М.Н., Лебедев И.И., Наймушин А.Г.

Расчетный анализ способов определения эффективности турбулентного перемешивания в пучках стержней....235
Струнников А.И., Вертиков Е.А., Олексюк Д.А., Овсянников Д.Е.

Расчетный анализ экспериментов по изучению гидродинамических воздействий на оборудование РУ ВВЭР при разрывах трубопроводов 237
Баисов А.М., Посысаев Д.А., Папутин Н.Н.

Современные подходы к экспериментальному исследованию критического истечения пароводяного потока 238
Грицай А.С., Девяткин М.В., Павлов А.В.

Исследование влияния необогреваемой поверхности на критический тепловой поток в тепловыделяющих сборках реакторов типа ВВЭР 239
Овсянников Д.Е., Олексюк Д.А., Вертиков Е.А., Зубков А.Г.

Статистический анализ неопределенности критического теплового потока в экспериментальных моделях ТВС ВВЭР....240
Запоржин К.В., Малютин М.А., Вертиков Е.А., Олексюк Д.А.

Моделирование повторного залива электрообогреваемой трубы в кольцевом канале с применением теплогидравлического кода КОРСАР....242
Базюк С.С., Семченков А.А., Матиенко И.А., Парамонова И.Л.

Моделирование режима естественной циркуляции в РУ ВВЭР-1300 с помощью программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER 244
Прикоп И.В., Байков А.В., Коцарев А.В., Егоров В.В., Дубов А.А.

Совершенствование методов детектирования исходных событий при авариях на перспективных судовых установках с помощью расчетного кода КУПОЛ-МТ 245
Шалагинова С.А., Тюриков О.В., Хизбуллин А.М., Ильин К.Н.

Разработка конструкции экспериментальной установки для исследования влияния концентрации борной кислоты на теплоотдачу в пучках твэлов 246
Фещенко К.П., Абсатаров Т.Н., Трошкин Р.С., Штелинг В.С., Захаренков А.В., Дедов А.В., Чуркин А.Н., Босенко С.В.

Сравнение результатов численного моделирования теплоотдачи к воде при сверхкритическом давлении в обогреваемом вертикальном цилиндрическом канале с экспериментальными данными 247
Симонов С.С., Пустовалов С.Б.

Обоснование методики расхолаживания РУ ВВЭР в условиях несимметричной естественной циркуляции 248
Латкин Д.Ю., Петкевич И.Г., Увакин М.А., Крыжановская Т.И.

Компьютерное моделирование с использованием программного комплекса КОРСАР/ГП ударных гидродинамических процессов в трубопроводах ВВЭР 250
Чуркин А.Н., Посысаев Д.А., Баисов А.М.

Экспериментальное исследование конденсации легкокипящей жидкости при пленочном и капельном режимах 251
Латухова К.А., Быстров Н.С., Соборнов А.Е., Мацин Н.В., Сторожун К.А., Голубев С.Р.

Оценка эффективности применения пористых структур для интенсификации кипения легкокипящей жидкости 252
Латухова К.А., Быстров Н.С., Соборнов А.Е., Мацин Н.В., Сторожун К.А., Голубев С.Р.

Секция 13. Гидродинамика и теплообмен в реакторных установках с жидкометаллическими теплоносителями

Трёхмерное численное моделирование активной зоны реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 и оценка изобарического приближения 254
Клементьев А.А., Вишняков Е.А., Морозов А.В., Сапожников И.С., Авдеев И.В.

Исследование влияния металлических примесей на теплопроводность жидкого свинца 255
Круглов А.Б., Харитонов В.С.

Расчетное обоснование теплогидравлики активной зоны реакторной установки с жидкометаллическим теплоносителем на основе квазипространственного подхода 256
Вакарин А.В., Горбунов И.А., Гореленков Р.А, Румянцев С.Н.

Экспериментальное исследование режимов работы высокотемпературных тепловых труб с жидкометаллическим теплоносителем 258
Дудкин К.О., Ворожейкин Н.В., Горяев Р.А., Пожидаев А.Р., Талпа И.К.

Реакторные испытания ТВЭЛОВ МБИР при максимальных значениях линейной мощности в БОР-60 259
Меркулов А.И., Жемков И.Ю., Боев А.В., Крашенинников Ю.М., Фокеева Е.В., Валеева И.С., Беляева А.В.

Критический тепловой поток в парогенераторах нового поколения АЭС типа БН. Сравнение с данными скелетных таблиц 260
Букреева А.Д., Грабежная В.А.

Анализ причин нарушения конструкционной целостности первого комплекта теплообменных модулей РУ БН-600 261
Лякишев С.Л.

Численное моделирование турбулентной конвекции свинцового теплоносителя в камере смешения: сравнение моделей турбулентности 262
Ширяев Д.В., Сапожников И.С., Тутукин А.В., Листратов Я.И.

Численное моделирование испытаний макета системы локализации течи парогенератора РУ БРЕСТ-ОД-300 263
Афремов Д.А., Морозов А.В., Тутукин А.В.

Секция 14. Тепломассообмен, магнитная гидродинамика, вибрации и акустика в энергетических установках

Моделирование процессов переноса продуктов деления по газоотводному тракту многоэлементного электрогенерирующего канала 265
Гончар Н.И., Орешенкова Е.К.

Исследование закономерностей охлаждения высокотемпературных тел в недогретых жидкостях 266
Молотова И.А., Виноградов М.М., Забиров А.Р., Дебердеев Д.Д., Краснов Н.А., Ямщикова Л.В., Молотов И.М., Ягов В.В.

Расчетный анализ процессов конденсации и испарения в системах с низкими тепловыми потоками 267
Грязев А.С., Жулина Ю.К., Осипов А.М.

О контактном сопротивлении в магнитных расходомерах 268
Верещагина Т.Н., Логинов Н.И.

Прямое численное моделирование смешанной конвекции при подъемном МГД-течении в круглой трубе 270
Шафиков И.И., Листратов Я.И.

Измерение расхода натриевого теплоносителя в трубопроводах большого диаметра (DN ≥ 400) 271
Михайлова Ю.В.

Теплогидродинамическая неустойчивость взаимодействия расплава металла с водой 272
Сулацкий А.А.

Анализ применения частично параболизированных уравнений Навье – Стокса для расчёта параметров теплоносителя при блокировке проходного сечения ТВС реактора типа ВВЭР 274
Фокин С.М., Чусов И.А.

Адаптация моделей осаждения аэрозолей к условиям аварий LOCA на термоядерных установках типа токамак 276
Гембицкий Н.Д.

Моделирование теплопереноса посредством сухого контакта на примере экспериментального макета 277
Шоров В.Ю., Девяткин А.А., Арапов А.В., Юхневич В.А., Картанов С.А., Воинов М.А., Будников Д.В., Пичугин А.М., Майорников В.С., Грачев Д.В.

Секция 15. Расчетные модели, коды и результаты численного моделирования

К методике расчета термодинамических параметров пара натрия 279
Казанцев А.А., Чернова П.Д., Астахова Н.Э.

Течь из первого контура 0,7 % с задержкой процедуры управления аварией 280
Елкин И.В.

Результаты CFD-моделирования смешения разнотемпературных потоков в тройнике 281
Пугачев М.А., Носков А.С., Олексюк Д.А.

Адаптация расчетного кода СОКРАТ/В3 к расчетам уран-плутониевого топлива 282
Ванюшин П.А., Астафьева В.О., Сидоров В.Г., Кухтевич В.О., Даниэль А.В.

Опыт применения программного комплекса CADFlo в решении задач гидродинамики 283
Спиридонов В.А.

Разработка инструмента для анализа неопределенности и его применение на виртуальном энергоблоке для аварийного сценария 284
Гаврилов М.В., Ахмедов Э.Г., Ивков М.И., Молоскин А.Е., Анищенко А.М.

Разработка программы для комплекса расчетов тепло- и электрофизических характеристик электрогенерирующего канала сложной геометрии 286
Лазаренко Г.Э., Щербачев С.С.

Использование CFD-моделирования для решения задач внешнего обтекания зданий площадки АЭС 287
Дьяченко Я.В., Казанцев А.А., Перегудова О.О., Чибисов И.Ю., Шпилько М.А.

Разработка сопряженной теплоэлектрофизической модели электрогенерирующих каналов с использованием ПК КОРСАР 288
Жуков Е.С., Вакарин А.В., Грицай А.С., Дорофеев К.Д.

Валидация ПК КОРСАР/ЖМТ по результатам экспериментов с естественной циркуляцией и газлифтом 289
Буряченко Н.К., Вакарин А.В., Мицкевич А.В.

Кроссверификация программных комплексов КОРСАР/ГП и ТРАП-КС на основе анализа аварий на АЭС с ВВЭР 291
Крыжановская Т.И., Петкевич И.Г., Латкин Д.Ю., Панкин Е.Ю.

Анализ зарубежных и отечественных подходов к сопряжению полноконтурных и субканальных теплогидравлических кодов для улучшения расчетного обоснования безопасности реакторных установок 293
Мурашов А.А., Баисов А.М.

Развитие программных средств для поячейкового расчета различных компоновок пучков твэлов 294
Босенко С.В., Баисов А.М., Рябов Г.А.

Современное состояние и развитие субканальных программ применительно к реакторам с жидкометаллическим теплоносителем 295
Залесов А.С., Чуркин А.Н.

Разработка автоматизированной процедуры анализа неопределенности для расчетного кода КУПОЛ-М на основе метода GRS 296
Иванова Е.А., Супотницкая О.В., Казанцев А.А., Исаков А.Г., Хавеев Д.С.

Применение моделей пузырькового кипения на стенке в CFD-кодах 297
Сергеев В.В., Патракеева А.И.

Нейросетевое моделирование теплогидравлических параметров реакторной установки с целью прогнозирования отказов барьеров безопасности 298
Делова М.И.

Методика разработки и тестирования моделей отдельного оборудования при создании комплексных расчетных моделей РУ в одномерных расчетных кодах» 299
Ильин К.Н., Шалагинова С.А., Коновалов И.А., Хизбуллин А.М.

Разработка программной методики теплогидравлического расчета условий охлаждения поглощающего элемента в направляющем канале тепловыделяющей сборки ВВЭР 300
Матюшин А.А., Чуркин А.Н.

Об основных результатах работы в 2025 году секции № 2 «Теплогидродинамика и моделирование мультифизических процессов» Экспертного совета по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре 301
Яшников Д.А.

Обеспечение связанных расчетов с использованием кодов HYDRA-IBRAE/LM и ПП «Логос» 302
Захаров М.Ю. Тихомиров Г.В.

Исследование возможности прогнозирования состояния реакторной установки ВВЭР-1000 по показаниям СВРК с применением методов машинного обучения» 303
Степанов А.А.

Расчетный анализ влияния оребрения транспортных упаковочных комплектов на температурные режимы с использованием CFD-кодов 304
Нестеренко И.С., Нуруллина Г.Д., Каримов А.З.

Модель EPEQR для расчётной оценки стратифицированного состояния кориума реакторов ВВЭР 305
Муратов Е.Т.

Моделирование струйного течения лёгкого газа в задачах обоснования безопасности АЭС 306
Морозов А.Г., Чернова П.Д.

Экспериментальное исследование и численный расчет процессов газового барботажа 307
Грицай А.С., Девяткин М.В., Богатый А.А., Павлов А.В.

Расчетно-экспериментальные исследования перемешивания неизотермических потоков теплоносителя в нижнем собирающем коллекторе ВТГР 309
Игонин М.А., Игонина К.В., Диденко Д.В., Никаноров О.Л., Фадеев И.Д., Добров А.А.

Расчетное исследование и оценка влияния неопределенности начальных условий на время до плавления активной зоны малого модульного реактора 310
Оловягин А.С., Курбонмамадов А.Ш., Хлобыстов В.М., Киркин А.М.

Расчет совместной работы воздушных систем РУ БРЕСТ-ОД-300 311
Вишняков Е.А., Ларин И.А., Сапогов А.В., Сапожников И.С.

Оценка мер по предотвращению образования взрывоопасных водородсодержащих смесей в оборудовании первого контура на АЭС с ВВЭР с применением расчётного кода ЕНИСЕЙ/ТРЕК Н2 312
Авдеенков А.В., Верховская А.О., Карнаухов В.Е., Седов М.К., Седов О.С.

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

Атомно-водородные технологии на базе ВТГР

Петрунин В.В., Фатеев С.А., Пономарев-Степной Н.Н., Маров И.В.

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Анализ структуры производства и потребления энергии в России показывает, что в настоящий момент примерно четверть общего объема генерации энергии приходится на теплогенерацию для обеспечения производственных и технологических потребностей промышленных предприятий. При этом примерно треть текущих объемов потребления тепловой энергии российской промышленностью (машиностроение, металлургия, газо- и нефтехимия и т. д.) приходится на высокопотенциальное тепло.

Потребности промышленных предприятий России в высокопотенциальном тепле для промышленных и технологических нужд могут быть обеспечены за счет использования высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР).

В настоящее время одной из ключевых целей Госкорпорации «Росатом» является развитие технологий в области атомно-водородной энергетики, которая относится к одному из стратегических направлений развития российской атомной отрасли.

Основной задачей развития в области водородных технологий является реализация инвестиционного проекта сооружения атомной энерготехнологической станции (АЭТС) с ВТГР и химико-технологической частью (ХТЧ) для производства водородосодержащей продукции методом конверсии углеводородов. Продуктовая линейка с АЭТС состоит из водорода, аммиака, карбамида. Конечный продукт будет определен потенциальным потребителем. Разработка технологических решений для создания АЭТС с ВТГР и ХТЧ ведется широкой кооперацией отраслевых предприятий и другими российскими организациями с 2021 года.

«Сердцем» АЭТС является РУ ВТГР тепловой мощностью 200 МВт (теплоноситель первого контура – гелий, температура гелия на выходе из активной зоны – 850 °С, Главный конструктор реакторной установки и активной зоны – АО «ОКБМ Африкантов»), тепло от реакторной установки с помощью промежуточного контура (теплоноситель второго контура – гелий) передается в парогенератор, который обеспечивает генерацию пара с температурой 750 °С для использования в химико-технологической части. Активная зона РУ ВТГР скомпонована из призматических графитовых тепловыделяющих сборок (ТВС), в каналах которых размещены графитовые топливные компакты, содержащие микротвэлы (топливные керны с многослойными защитными покрытиями, TRISO-топливо).

На данное время по проекту АЭТС:

– разработана и утверждена Декларация о намерениях инвестирования в строительство АЭТС;

– подписаны соглашения о сотрудничестве и взаимодействии по реализации проекта сооружения АЭТС: между Правительством Республики Татарстан, АО «Татнефтехиминвест-холдинг», АО «Аммоний» и АО «Концерн Росэнергоатом» (05.12.2023); между АО «Концерн Росэнергоатом» и АО «Аммоний» (14.11.2023);

– определен потенциальный потребитель продукции АЭТС;
– определена площадка размещения АЭТС.

РУ, оборудование и материалы:

– разработан Технический проект РУ ВТГР, проект защищен на совместном НТС № 1 Госкорпорации «Росатом» и № 8 АО «Концерн «Росэнергоатом». Подготовлена техническая документация на нестандартное оборудование, модели и опытные образцы РУ ВТГР, осуществляется стендовая отработка элементов.

– созданы и предварительно экспериментально подтверждены новые материалы и конструкторские решения: изотропный конструкционный реакторный графит (эксплуатация при температурах до 1600 °С и до флюенса $5 \cdot 10^{21}$ нейтр/см^2); жаропрочный высоконикелевый сплав ХН55МВЦ и его сварные соединения (освоена вся номенклатура сортамента, предварительно аттестован для температур до 850 °С на ресурс 70 тыс. часов); углерод-углеродный композиционный материал (эксплуатация при температурах до 1600 °С и до флюенса $5 \cdot 10^{21}$ нейтр/см^2).

Химико-технологическая часть (ХТЧ):

– разработаны технологические решения химико-технологической части проекта. Введена в эксплуатацию опытно-демонстрационная установка.

Топливо:

– создано экспериментальное TRISO-топливо (рис. 1 и 2) и подтверждена его работоспособность. Создана опытно-промышленная линия для производства топлива (рис. 3).

Топливо ВТГР представляет собой микротвэлы, состоящие из сферического топливного сердечника (керна) с многослойным защитным покрытием (TRI-structural ISOtropic particle fuel, TRISO-топливо), размещенные в графитовой матрице и упакованные в цилиндрические топливные компакты.

Рис. 1. Основные элементы топлива ВТГР

Рис. 2. Стадии изготовления экспериментальных микротвэлов

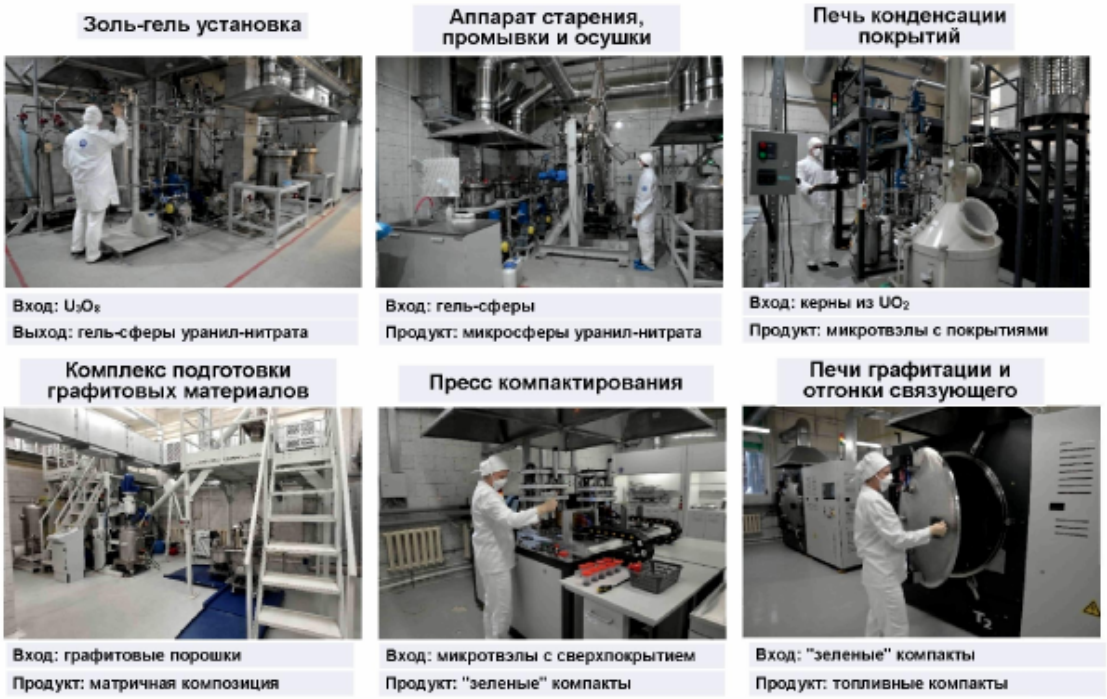


Рис. 3. Опытно-промышленная линия производства топлива ВТГР

По результатам работ 2021–2025 гг. создана импортонезависимая опытно-промышленная линия производства топлива ВТГР (свыше 20 единиц специального оборудования). Производительность линии 250 тыс. топливных компактов в год или 300 кг U/год.

Завершение полного комплекса НИОКР (в объеме, достаточном для обоснования проекта АЭТС с ВТГР и ХТЧ) планируется в срок до конца 2028 года, принятие решения о начале инвестиционной фазы проекта по созданию головной АЭТС с ВТГР и ХТЧ планируется в срок до конца 2030 года.

Атомно-водородные технологии и технологии реакторов типа ВТГР являются новой линейкой продуктов российской атомной отрасли и обеспечат расширение областей применения и рост доли использования атомной энергии в общем энергобалансе страны, а также расширения экспортного потенциала, технологическую независимость и лидерство Госкорпорации «Росатом». Кроме того, использование атомно-

водородных технологий и высокотемпературных реакторов позволит обеспечить низкоуглеродное развитие промышленности России и снизить «углеродный след» промышленной продукции, а также уменьшить негативное воздействие отраслей топливно-энергетического комплекса на окружающую среду.

Разработанные технический проект РУ, новые материалы, конструкторские и технологические решения подтверждают возможность выхода на новую перспективную ядерную технологию 4-го поколения и создания отечественного реактора ВТГР как технологического назначения. Это трудовой успех всего коллектива Госкорпорации «Росатом».

Расчетные исследования равновесных активных зон быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем

Моисеев А.В., Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Баловнев А.В., Юферева В.А., Ламанов С.А., Федоров И.А., Хахулин В.И.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: равновесная активная зона, малый запас реактивности, БРЕСТ-ОД-300, БР-1200, верификация нейтронно-физических кодов, замкнутый ЯТЦ, трансмутация минорных актинидов

В настоящее время на площадке ОДЭК создается инновационный быстрый реактор Поколения-IV со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 с пристанционным ядерным топливным циклом. Предусматривается создание и демонстрация работы «равновесной» активной зоны с полным воспроизводством делящихся нуклидов в активной зоне (КВА~1,05) без бланкета, компенсирующим снижение реактивности при выгорании топлива и накоплении продуктов деления. Это позволит обеспечить работу реактора в течение интервала между очередными перегрузками топлива при малом запасе реактивности ($< \beta_{эф}$). При этом осуществляется эффективное использование урана за счет конверсии в спектре быстрого реактора ^{238}U в ^{239}Pu и возможность трансмутации нарабатываемых минорных актинидов при работе реактора в ЗЯТЦ.

Расчетные исследования равновесной активной зоны реактора БРЕСТ выполняются с помощью системы проектных кодов, объединяющей диффузионный программный комплекс FACT-BR, прецизионное, основанное на методе Монте-Карло программное средство MCU-BR и теплофизический модуль IVIS-BR. Расчетные модели кода MCU-BR детально описывают геометрию и состав активной зоны, отражателей и других элементов, влияющих на нейтронно-физические характеристики реактора. В расчетах использована библиотека нейтронных сечений MDBBR50, основанная на современных файлах оцененных данных ENDF/B-VII.1, JENDL-4.0, РОСФОНД.

Для верификации использовались экспериментальные результаты, полученные на быстрых реакторах БН-350, БН-600, JOYO, и внушительной серии экспериментов со свинцом на стенде БФС, в разное время были созданы сборки: 61, 64, 77, 85, 87, 95, 113, 88. БФС-113 (2015 г.) с использованием нитридного топлива, представляла собой бенчмарк-модель активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 с центральной вставкой, близкой по составу и спектральным характеристикам к моделируемому реактору. В 2022–2023 г. выполнено полномасштабное моделирование активной зоны БРЕСТ-ОД-300 на большом критическом стенде БФС-2. Экспериментальные исследования крити-

ческой сборки БФС-88 включали изучение нейтронно-физических характеристик активной зоны, таких как критичность, эффективность СУЗ и системы пассивной обратной связи, измерение пространственного распределения энерговыделения и эффектов реактивности. Выполнено масштабное исследование радиационных характеристик и нейтронной кинетики сборки. Расчетное моделирование измерений позволило обосновать нейтронно-физические характеристики активной зоны и дополнительно верифицировать проектные коды. Полученные результаты подтвердили представительность экспериментального моделирования БРЕСТ-ОД-300 на критическом стенде БФС-2.

На основе ранее выполненных расчетных исследований активной зоны реактора БРЕСТ с использованием верифицированных кодов проведено расчетное моделирование наиболее представительных вариантов равновесных активных зон перспективных свинцовых быстрых реакторов большой мощности типа БР-1200. Оценивалось влияние технологических допусков на Кэф и запас реактивности в стартовой загрузке. Консервативно рассматривалось максимальное отклонение каждого технологического параметра, включая, наиболее значимые: массовая доля плутония, масса топливного сердечника, содержание азота. Проанализированы различные способы компенсации неопределенностей, на основе расчетных исследований выработаны рекомендации по первичному набору критической загрузки на этапе физического пуска, выполнена оценка плотности потока нейтронов в пусковой аппаратуре. Дополнительно рассмотрены возможности формирования стартовой загрузки реакторов типа БР-1200 топливом с различными изотопными составами плутония, использованием обогащенного по изотопу ^{15}N нитридного топлива. Для всех рассмотренных вариантов показана реализуемость малого запаса реактивности при работе реактора на номинальной мощности ($< \beta_{эф}$) в течение всего срока эксплуатации, в том числе для начального этапа с учетом компенсации методической, константной и технологической неопределенностей. Проведены расчеты выгорания топлива и поглотителей, распределения энерговыделения в активной зоне, эффектов реактивности. Рассмотрены варианты трансмутации минорных актинидов в равновесных активных зонах быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем.

Минимизация запаса реактивности реактора типа БН-1200: возможность и целесообразность

Васильев Б.А., Богданова Е.В., Киселев А.В.

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Ключевые слова: реакторы на быстрых нейтронах, оптимизация, запас реактивности, натриевый пустотный эффект реактивности

В реакторах на быстрых нейтронах благодаря высокому воспроизводству делящегося материала потеря реактивности при выгорании топлива значительно меньше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. При обеспечении коэффициента воспроизводства активной зоны (внутреннего, без учета зон воспроизводства) около единицы можно обеспечить минимальное значение потери реактивности при выгорании топлива.

При переходе к проектированию реактора БН-1200, предназначенного для серийного сооружения, были приняты технические решения, обеспечившие повышение дли-

тельности топливной кампании и снижение потери реактивности при выгорании топлива. В основных вариантах активной зоны, рассматриваемых для реализации: гетерогенной активной зоне с аксиальной воспроизводящей прослойкой с МОКС топливом и традиционной гомогенной активной зоне со СНУП топливом, потеря реактивности при выгорании за 330 эффективных суток составляет около 1 % Δk/k при использовании топлива с плутонием из ОЯТ ВВЭР с умеренной выдержкой. При использовании топлива с плутонием из ОЯТ ВВЭР длительной выдержки или с собственным плутонием равновесного состава, характеризующихся минимальным содержанием плутония-241, потеря реактивности при выгорании снижается на 0,3 % Δk/k.

Потеря реактивности на выгорание может быть уменьшена при введении в состав топлива определенного количества младших актинидов или при увеличении высоты активной зоны. Оба направления минимизации потери реактивности на выгорание приводят к увеличению натриевого пустотного эффекта реактивности. Допустимые масштабы по введению в топливо младших актинидов и по увеличению высоты активной зоны определяются анализом безопасности в запроектных авариях с кипением натрия. Но даже при сведении расчетной потери реактивности к минимуму – нептуниевому эффекту, составляющему 0,1 % Δk/k, в проекте необходимо рассматривать запас реактивности реактора на номинальной мощности не менее 0,5 % Δk/k. Это связано с необходимостью учета возможных отклонений в запасе реактивности реактора по физическим причинам и в связи с возможными отклонениями в загрузке топлива от номинального значения.

Минимизация запаса реактивности реактора типа БН-1200 позволяет снизить требования к эффективности системы компенсации реактивности, соответственно минимизировать затраты на изготовление приводов и стержней СУЗ или на обогащенный карбид бора для стержней СУЗ.

Изменение запаса реактивности в пределах от минимально возможного значения 0,5 % Δk/k до 1 % Δk/k не приводит к принципиальным изменениям безопасности реактора. По проведенным расчетам с оптимистическими предпосылками тяжелое повреждение активной зоны при несанкционированном извлечении стержней СУЗ в случае несрабатывания аварийной защиты происходит при вводе реактивности, превышающей 0,2 % Δk/k. При ожидаемых нарушениях работы оборудования тяжелое повреждение активной зоны при более длительном периоде развития аварии будет происходить после ввода реактивности менее 0,2 % Δk/k. Последствия такой запроектной аварии несущественно изменяются при увеличении вводимой реактивности выше минимально возможного значения запаса реактивности (0,5 % Δk/k).

Учитывая это и то, что масштаб улучшения экономических показателей реактора при возможном снижении запаса реактивности не столь значителен, задачу минимизации запаса реактивности реактора типа БН-1200 следует рассматривать как оптимизационную, подлежащую решению при эксплуатации реактора.

НИОКР по РУ БН-1200 как фундамент для реализации проекта

Гулевич А.В.[1], Камаев А.А.[1], Керекеша А.В.[2], Крюков А.Н.[2], Кузина Ю.А.[1], Марова Е.В.[2], Маслов А.М.[2], Перегудов А.А.[1], Рогожкин С.А.[2], Троянов В.М.[1], Фаракшин М.Р.[2], Шепелев С.Ф.[2]

[1]АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск
[2]АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Реализация проекта БН-1200 отвечает «Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года» в аспекте создания двухкомпонентной ядерной энергетической системы на базе быстрых и тепловых реакторов нового поколения. Проект позволит решать задачи устойчивого топливообеспечения, обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами.

В проекте БН-1200 применены референтные технические решения, хорошо показавшие себя при эксплуатации энергоблоков БН-600 и БН-800, а также новые технические решения. К настоящему времени разработаны технический проект реакторной установки (РУ), материалы анализа конкурентоспособности энергоблока (ЭБ), завершены основные обосновывающие научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы (НИОКР). В апреле 2025 г. получена лицензия на размещение ЭБ № 5 с РУ БН-1200 на площадке Белоярской атомной электростанции. Проводятся инженерные изыскания, разрабатываются проект энергоблока, отчет по обоснованию безопасности на стадии сооружения, вероятностные анализы безопасности: ВАБ-1 и ВАБ-2.

Для обоснования новых технических решений с учетом изменения условий эксплуатации энергоблока, ужесточения требований нормативной документации, требований повышения точности расчетного прогнозирования и в обеспечение конкурентоспособности проекта БН-1200 по технико-экономическим показателям в сравнении с перспективными реакторными технологиями и альтернативными энергоисточниками проводится значительный объем НИОКР. В связи с принятым в 2025 году решением по выбору топлива для головного блока БН-1200 актуальным является проведение реакторных испытаний в обоснование работоспособности сборок с МОКС-топливом и аксиальной прослойкой из обедненного урана. Ключевое событие Дорожной карты реализации проекта – физический пуск в 2034 г. обусловливает высокую значимость задачи завершения НИОКР до 2030 г.

Находящаяся в эксплуатации стендовая база, созданная по мере становления технологии быстрых натриевых реакторов, модернизируется в части разработки и создания новых рабочих участков в обеспечение испытаний как на натрии, так и на воздухе и воде. В частности, создан уникальный структуроподобный стенд «ТИСЕЙ» для моделирования теплогидравлических процессов в обоснование технических решений по оборудованию и системам реакторной установки и для валидации программных средств (ПС). В настоящее время разрабатывается новый натриевый стенд «ФЕНИКС». Для обоснования нейтронно-физических характеристик активной зоны с различным видом топлива и работоспособности ее компонентов широко используются БФС-2 и реактор БН-600, в перспективе БН-800.

Расчетное обоснование проекта БН-1200 проводится с использованием ПС, позволяющих моделировать основные процессы и явления, протекающие в РУ в условиях режимов нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и маловероятных тяжелых аварий, в которых возможно кипение натрия и плавление топлива.

Открытым для проработки является также вопрос подготовки к физпуску. Обоснование безопасности и достаточной представительности соответствующих измерений целесообразно провести в составе НИОКР по активной зоне. Имеющийся опыт энерго-

блока с РУ БН-800 позволяет провести «работу над ошибками» и оптимизировать как стадию его подготовки, так и мероприятия при его проведении.

Статус проекта обусловливает подготовку и реализацию НИОКР с использованием опытных образцов, моделей и макетов оборудования и элементов конструкции, проведение технологических НИОКР для аттестации новых конструкционных материалов и их сварных соединений, создание прототипов тренажеров операторов при эксплуатации энергоблока (ЭБ) (инженерный тест-симулятор).

Другими вопросами, которые решаются в проекте и важны для замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики, являются использование плутония произвольного изотопного состава, его «облагораживание», возможность его расширенного воспроизводства и выжигание минорных актинидов. Ответы на них будут влиять на технические решения как головного блока БН-1200, так и на перспективы дальнейшего применения натриевых технологий и сооружения последующих блоков.

Работы выполнялись при финансовой поддержке Госкорпорации «Росатом».

НЕЙТРОНИКА

Секция 1.
Константное обеспечение нейтронно-физических расчетов ЯЭУ

Российская библиотека ядерных данных РОСФОНД-2.24 и ее использование для расчетов быстрых реакторов

Перегудов А.А., Мантуров Г.Н., Забродская С.В., Панова Д.В., Левченко Ю.В., Перегудова О.О., Семенов М.Ю., Слюняев М.Н., Тыклеева К.В., Егоров Г.О.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: реакторы на быстрых нейтронах, нейтронно-физические расчеты, константное обеспечение, базы данных, РОСФОНД, БНАБ-РФ, ИНДЭКС, программа подготовки констант CONSYST

Данная работа посвящена описанию новой, усовершенствованной версии константного обеспечения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов (РБН) и ЗЯТЦ на основе обновленных отечественных библиотек файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД и многогрупповых констант в формате БНАБ. Для подготовки констант к нейтронно-физическим расчетам РБН разработан усовершенствованный, сопровождающий разработанные базы данных, программный комплекс CONSYST. Для оценки точности получаемых расчетных результатов разработаны системы программ и архивов TRIUM и ИНДЭКС.

В работе представлены результаты верификации/валидации усовершенствованной версии константного обеспечения на основе баз данных РОСФОНД-2.24, путем сравнительных расчетов многочисленных моделей различной конфигурации критических бенчмарк-экспериментов с урановым и плутониевым топливом. Верификационные расчеты выполнены с использованием как отечественных экспериментов, поставленных на стендах БФС, так и зарубежных, проведенных на стендах ZPR и ZPPR, а также измерениях на реакторных установках.

Усовершенствованная версия является системой константного обеспечения нового поколения и должна заменить используемую сегодня систему констант БНАБ-93, формат которой был выработан в 1990 году, а практическое использование началось в начале 2000-х. Новая версия константного обеспечения сформирована на базе единой библиотеки оцененных ядерных данных (РОСФОНД-2.24), тем самым, обеспечивая преемственность между групповыми и поточечными данными (в связи с массовым внедрением метода Монте-Карло в практику расчета быстрых реакторов стала важной задача согласованности группового расчета с методом Монте-Карло).

В докладе представлена информация по внедрению новой версии константного обеспечения в практику расчетов быстрых натриевых реакторов БН-600 и БН-800.

Новое в константном обеспечении CONSYST/БНАБ-РФ для расчетов радиационной защиты

Мантуров Г.Н., Егоров Г.О., Панова Д.В., Уляхин С.М.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: константное обеспечение, групповые константы, файлы ядерных данных, спектры нейтронов и фотонов, БД РОСФОНД-2.24, система CONSYST/БНАБ-РФ, программа CONSYST-2020.2, программа MCNP5, VITAMIN-B7

В настоящее время в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» разработана усовершенствованная версия библиотеки файлов ОЯД РОСФОНД-2.24, в которую внедрены новые оценки сечений с учётом новой экспериментальной информации, обеспечивающие повышение точности расчётов. В библиотеку включены новые файлы данных для топливных материалов (U-235, 238, Pu-239, 240, 241), теплоносителя (натрий, свинец), конструкционных материалов (Al, Cr, Fe, Ni, Zr, Nb), для ряда продуктов деления (Tc, Ru, Ru, Rh, Pd и др.) и актинидов (Np-237, Pu-238, Am-241, 242, 243, изотопы Cm).

На базе РОСФОНД-2.24 созданы новые версии баз данных многогрупповых констант БНАБ-РФ и детальных нейтронно-физических данных в формате ACE.

Разработана усовершенствованная версия программы подготовки констант к расчётам CONSYST, где особое внимание уделено обеспечению расчётов глубокого прохождения нейтронного и гамма-излучений через слои радиационной защиты быстрых реакторов.

В 2024 году завершилась аттестация программы для ЭВМ CONSYST-2020.2 с библиотекой констант БНАБ-РФ-2020.2 и был получен аттестационный паспорт (№ 607 от 23.07.2024). Основное назначение программы – подготовка многогрупповых констант для расчётов нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах и их моделей, расчётного обоснования радиационной защиты и ядерной безопасности объектов ядерного топливного цикла. Область применения программы для ЭВМ CONSYST-2020.2 по типу объекта использования атомной энергии – реакторы на быстрых нейтронах с натриевым (БН-800 и БН-1200) и свинцовым (БРЕСТ-ОД-300) теплоносителем, исследовательская ядерная установка МБИР, быстрые критические стенды БФС.

Константное обеспечение CONSYST/БНАБ-РФ адаптировано практически ко всем современным расчётным методикам – как детерминистическим, инженерным сеточным (например, TRIGEX, JAR-FR) и DSN-методам (например, TWODANT, КАТРИН, КАСКАД), так и к прецизионным программам для ЭВМ, в которых реализован метод Монте-Карло (например, MMKKENO или MCNP), под операционными системами OS Windows и Linux.

В связи с задачей применения программы для ЭВМ CONSYST с константами БНАБ-РФ, полученными на основе отечественной БД ОЯД РОСФОНД-2.24, для расчётов глубокого прохождения нейтронного и гамма излучений (с ослаблением нейтронного и гамма-потока до 15-16 порядков), встал вопрос о разработке эффективной методики «свёртки» 299 и 127 мультигрупповых констант в более широкие группы, без потери точности, но с существенным (в разы) уменьшением временных затрат на расчёт. До этого, предыдущие версии констант БНАБ (БНАБ-93 и БНАБ-78) использовались в защитных задачах в приближении – 28 групп для нейтронов и 15 групп для фотонов.

Усовершенствованная современная версия программы для ЭВМ CONSYST включает в себя дополнительные опции:

– «свёртка» исходных 299 нейтронных и 127 фотонных многогрупповых констант с весом принятых весовых стандартных спектров в более широкие группы – из 299 в 28, 56, 62 и 82 группы для нейтронов и из 127 в 47 или 15 групп для фотонов,

– подготовка отдельных сечений реакций (из библиотеки с MF = 309) в необходимой групповой разбивке,

– автоматическое подключение P0 и P1-термализационных матриц рассеяния для всех нуклидов, входящих в состав рассчитываемых зон (опция ITHERM = 5).

В программе для ЭВМ CONSYST-2020.2 параметры «свёртки» в более широкие группы задаются с помощью пар входных данных:

– для нейтронов

NGN (или NG) = <число нейтронных групп>

ISVERN = <массив чисел узких групп, сворачиваемых в широкие (NGN значений)>

– для фотонов

NGG (или NGGAM) = <число фотонных групп>

ISVERG = <массив чисел узких групп, сворачиваемых в широкие (NGG значений)>

В случае подготовки констант в 56 и 82 группах для нейтронов, или 47 группах для фотонов эти входные параметры имели вид, соответственно:

а - NGN = 56

ISVERN = 1*5, 1*4, 9*2, 8*2, 3*9, 6*4, 15*12, 12*1, 1*13

б - NGN = 82

ISVERN = 1*5, 1*4, 3*6, 16*1, 27*1, 6*4, 15*12, 12*1, 1*13

в - NGG = 47

ISVERG = 6,3,6,8,5*2,3,2,3*5,3,3*2,1,2*2,5*1,4,5*2,1,2,1,4,3,2,2*3,2,2*1,2,2*3,10

В случае NGN = 28 и NGG = 15 задание параметров ISVERN и ISVERG не требуется.

Подготовка отдельных сечений реакций осуществляется по опции NREAC = N, где N число реакций. Список реакций задаётся в массиве REACT по образцу:

```
NREAC = 2
REACT = MN, 250550, 102
        RH, 451030, 1004
```

На следующем этапе совершенствования константного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ для расчётов прохождения нейтронного и фотонного полей излучения и для сравнения с зарубежными аналогами на основе БД ОЯД РОСФОНД-2.24 была сформирована библиотека 200-групповых констант в энергетической структуре VITAMIN-B7 200n47g (200 нейтронных и 47 фотонных групп). Эта разбивка идентична 199-групповой структуре VITAMIN-B6, кроме добавления верхней экстра группы с границей 20 МэВ.

Полученные новые данные протестированы в расчётах ряда ICSBEP моделей критических экспериментов и моделей защиты быстрого реактора.

Результаты тестирования файлов РОСФОНД-2.24 и библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 для задач ядерной безопасности

Панова Д.В., Перегудов А.А., Мантуров Г.Н., Лосев В.В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: БНАБ-РФ22, групповые данные, матрицы термализации, поточечные данные, РОСФОНД-2.24

В современной практике расчет задач ядерной безопасности реакторов на быстрых нейтронах выполняется двумя основными методами: Sn-метод и метод Монте-Карло. При этом используются два формата данных: групповые константы (заданные по энергетическим группам) и детальные поточечные данные (формат ACE) на основе файлов оцененных ядерных данных (ОЯД).

Расчет в группах значительно быстрее детального по скорости выполнения. В связи с этим принципиально важно проведение оценки погрешности группового расчета относительно детального. Это позволит обоснованно выбирать уровень детализации для конкретных задач и гарантировать требуемую точность при приемлемых вычислительных затратах.

Таким образом, возникла необходимость в формировании согласованных библиотек термализационных данных в групповом и непрерывно-энергетическом приближении на основе библиотеки файлов ОЯД РОСФОНД-2.24. В работе особое внимание уделено оценке методической составляющей погрешности при переходе от прецизионного расчета по методу Монте-Карло к групповому расчету в оценке функционалов расчета ядерной безопасности реакторов на быстрых нейтронах.

Методологическая база исследования построена на использовании процессингового кода NJOY, интегрированного в ПК ИСИДА, для формирования файлов термализационных данных в групповом (299 групп) и непрерывно энергетическом (формат ACE) приближении. Формирование файлов матриц термализации выполнено с учетом различных температурных режимов.

Проведена верификация результатов расчета критических растворов и металлических систем с ураном и плутонием с использованием констант в непрерывно-энергетическом и групповом приближении (библиотека групповых констант БНАБ-РФ22), подготовленным на основе файлов РОСФОНД-2.24. Проведено сравнение результатов с полученными ранее при использовании констант на основе РОСФОНД-2010. Дополнительно проведен расчет по тестовым моделям по ядерной безопасности внереакторного оборудования. При расчетном исследовании параметров использовались коды ММК и MCNP.

По результатам верификации установлено: файлы, сформированные на основе РОСФОНД-2.24, показали согласованность группового и детального расчетов в оценке $k_{эф}$ на уровне ± 0,2 %.

В результате работы были:

– сформированы матрицы термализации для нейтронно-физических расчетов;

– подтверждена возможность использования подготовленных матриц в инженерных расчетах по диффузионным кодам;

– результаты могут быть применены при обосновании безопасности энергетических реакторов на быстрых нейтронах.

Полученные результаты имеют важное практическое значение для развития методов расчета ядерной безопасности реакторных установок.

Архив ОАЯБ библиотек оцененных ядерных данных в рабочих форматах

Листов А.С., Жуков В.Д., Тебин В.В.
НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, процессинг, константы, оцененные данные, бенчмарк, верификация

В настоящее время доступно большое число валидированных библиотек оценённых ядерных данных, но несмотря на это, в некоторых нейтронно-физических кодах продолжают использовать рабочие библиотеки, являющиеся компиляцией переработанных оценок из различных источников. Не в последнюю очередь это связано с необходимостью настройки процессинговых программ при переработке библиотек оцененных ядерных данных в рабочие библиотеки требуемых форматов.

С целью предоставления широкому кругу пользователей возможности проводить нейтронно-физические расчеты, в НИЦ «Курчатовский институт» была начата разработка Архива рабочих библиотек. В качестве исходных библиотек оцененных ядерных данных были выбраны международные библиотеки, доступные на сайте МАГАТЭ. В качестве форматов рабочих библиотек были выбраны детальный формат ACE и групповой формат ТЕМБР. Переработка оцененных данных проводилась с помощью отечественной процессинговой системы GRUCON, зарекомендовавшей себя в международной кроссверификации процессинговых программ.

В качестве примера применения Архива приводится сравнение результатов серий расчетов бенчмарк-экспериментов на уран-водных решетках, выполненных в НИЦ «Курчатовский институт» и размещенных в международном сборнике критических экспериментов ICSBEP. Расчеты проводились по четырем библиотекам: ENDF/B-VII.1, ENDF/B-VIII.1, РОСФОНД-2010 и JENDL-5, по двум программам: MCNP-4c2 и САПФИР-2006. Так же проводится сравнение с результатами расчета данных бенчмарк-экспериментов по иным расчетным программам из открытых источников.

Сопоставление методик подготовки групповых констант для моделирования переноса нейтронов методом Монте-Карло

Андрианова О.Н., Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., Аряпов И.Р., Варфоломеева В.А.
АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, групповые константы, метод Монте-Карло, гетерогенные поправки, подгрупповой подход, факторы Бондаренко, анизотропия рассеяния, MNT-CUDA, анизотропия рассеяния, GPU-вычисления

Система подготовки констант CROSS-CUDA в составе программного комплекса MNT-CUDA 3.0 (групповой код Монте-Карло) реализует полный цикл подготовки нейтронных данных – от файлов формата ENDF до формирования специализированных инженерных библиотек. Модульная архитектура позволяет автоматизировать вычислительные цепочки, применение методов распараллеливания расчетов обеспечивает

эффективную производительность, высокая точность расчетов достигается за счет реализации набора подходов подготовки групповых констант с учетом специфики различных реакторных систем.

В основе группового приближения лежит допущение о разделении переменных, что требует дополнительной коррекции пространственной гетерогенности и анизотропии рассеяния. Для описания гетерогенности в CROSS-CUDA реализованы многогрупповое приближение на основе факторов Бондаренко, подгрупповой метод и гибридный подход (алгоритмическая настройка на результаты эталонного поточечного моделирования). Проведен сравнительный анализ эффективности алгоритмов в задачах учета резонансной структуры сечений в гетерогенных средах.

Реализация подгруппового метода в CROSS-CUDA показала возможность повышения точности расчета резонансного поглощения в гетерогенных системах. В сравнении с полуэмпирическими схемами, использующими принцип эквивалентности и поправки Белла и Данкова, отклонение групповых от прецизионных расчетов резонансного интеграла в водо-урановых ячейках снижается с 2 % до 0,5 %, а критичности ($k\infty$) – с 0,5 % до 0,2 %. Подгрупповое приближение исключает необходимость применения упрощенных полуэмпирических моделей при подготовке макроконстант для зон со сложной компоновкой материалов. К недостаткам данного метода относятся высокая сложность программной реализации и необходимость подготовки наборов подгрупповых параметров для различных спектров нейтронов.

Точность, сопоставимая с прецизионными расчетами, обеспечивается при использовании гибридного подхода. Данный способ позволяет минимизировать расчетные отклонения для коэффициента размножения и резонансного интеграла до уровня менее 0,1 % как для систем с тепловым, так и быстрым спектром нейтронов. Это достигается за счет применения предварительно рассчитанной сетки гетерогенных поправок, учитывающих изменение резонансных интегралов при варьировании основных параметров (например, геометрических размеров материальных зон, их плотностей и температур, глубины выгорания и других).

Предложены алгоритмы усреднения констант с корректировкой анизотропии рассеяния, что позволило снизить погрешность расчетов $k_{эф}$ систем с высокой утечкой с 0,6 % до менее 0,1 % и обосновать выбор наиболее эффективных расчетных схем для систем с быстрым спектром нейтронов, характеризующихся значительными утечками, анизотропией и градиентами потока.

Верификация методик выполнена на тестовых моделях ячеек ВВЭР и РБМК (тепловые системы), а также на критических сборках БФС и модели реактора JOYO (быстрые системы). Результаты демонстрируют возможность достижения оптимального баланса между вычислительными затратами и точностью, что определяет универсальность системы подготовки констант CROSS-CUDA для проектных расчетов и оперативного сопровождения эксплуатации ядерных энергетических установок как инструмента повышенной точности. Сочетание различных методов в высокоскоростном коде Монте-Карло MNT-CUDA обеспечивает переход к новому уровню точности инженерных расчетов при высокой скорости вычислений.

Расчетные исследования влияния ядерных данных на гетерогенное выжигание минорных актинидов в тестовой модели быстрого реактора

Левченко Ю.В., Аверченкова Е.П., Забродская С.В., Закиров Н.А., Мантуров Г.Н., Панова Д.В., Перегудов А.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: минорные актиниды, выжигание минорных актинидов, реактор на быстрых нейтронах, гетерогенное выжигание, замыкание ядерно-топливного цикла, нейтронно-физические расчеты, тестовые модели, кроссверификация

Перевод атомной энергетики (АЭ) России в режим двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в соответствии со Стратегией развития АЭ России является стратегической целью Госкорпорации «Росатом» на ближайшие десятилетия. В связи с этим ключевой задачей является ускоренная отработка элементов технологии замыкания ядерно-топливного цикла (ЯТЦ). Снижение радиоактивности долгоживущих РАО, определяемой минорными актинидами (МА), является одним из вопросов замыкания ЯТЦ. Одним из наиболее эффективных решений является использование реакторов на быстрых нейтронах (РБН) для задач трансмутации МА.

Существует два основных подхода к реализации выжигания МА в реакторах типа БН. Суть первого подхода заключается в добавлении МА непосредственно в ядерное топливо, так называемое гомогенное выжигание. Второй подход предусматривает гетерогенное введение МА в активной зоне с использованием специальных выжигательных устройств. Для обоснования и исследования подходов к трансмутации МА в реакторах на быстрых нейтронах выполняются работы по кроссверификации кодов и ядерных данных, используемых в расчетах.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» была разработана тестовая модель гетерогенного выжигания МА в боковом экране РБН. Проведены кроссверификационные исследования, которые позволили оценить получаемые расчетные данные и определить их погрешности. Результаты могут быть использованы для аттестации расчётных программ и снижения консерватизма проектных решений.

В данной работе представлена информация о результатах расчетных исследований влияния различных оцененных ядерных данных на гетерогенное выжигание минорных актинидов на базе тестовой модели РБН. В нейтронно-физических расчетах были использованы коды ММКК и ММКС, а также Serpent, для расчетов нуклидной кинетики применялся код SKIF 1.0. Расчеты проводились с использованием современных библиотек ядерных данных: РОСФОНД-2.24, JEFF-3.3, ENDF/B-VII.1 и ENDF/B-VIII.0.

Разработка и верификация библиотеки макроконстант для расчетов реактора БРЕСТ-ОД-300 с использованием нейронной сети

Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Баловнев А.В., Попов М.И.
АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: многогрупповая библиотека, макроконстанты, реакторная установка БРЕСТ-ОД-300, полиномы, нейросети

Существует три основных способа подготовки константного обеспечения динамических расчетов: табулированные макроконстанты для всех возможных комбинаций параметров обратной связи (ПОС) с их последующим восстановлением по линейной интерполяции на сетке параметров состояния; предварительно построенные аналитические аппроксимации макроконстант, позволяющие вычислять их без обращения к громоздким таблицам и, наконец, прямой расчёт макроконстант в ходе связанного расчёта без предварительно подготовленных библиотек и без аппроксимации под каждое состояние элементов расчетной схемы.

Макроконстанты зависят от совокупности взаимосвязанных ПОС. В реакторе БРЕСТ-ОД-300, помимо стандартных ПОС, имеют место значительные изменения топливного состава и доли минорных актинидов в нем. При увеличении числа независимых переменных полиномиальные аппроксимации быстро теряют практическую эффективность. Число коэффициентов растет комбинаторно, структура полинома усложняется. Для нелинейных зависимостей, характерных для быстрых спектров нейронов, это приводит либо к чрезмерно громоздким полиномиальным моделям, либо к ухудшению точности вне узкой окрестности опорных точек. В то же время прямой расчёт макроконстант в ходе связного расчёта затратен по времени и для полномасштабных моделей значительно увеличивает время счета задачи. По этим причинам нейросетевая аппроксимация представляет интерес для рассмотрения: малый вес хранимых библиотек относительно табулированных макроконстант, восстановление сложной многопараметрической и нелинейной зависимости макроконстант без осложнений от комбинаторного роста числа коэффициентов, характерного для полиномиальных представлений и отсутствие больших временных затрат, характерного для прямой подготовки констант.

В работе рассмотрена задача построения библиотеки многогрупповых макроконстант для ячейки реактора БРЕСТ-ОД-300 с использованием нейросетевой аппроксимации. Цель – обучить нейросеть восстанавливать макроконстанты состояния ячейки по параметрам обратной связи с приемлемой точностью, а также сравнить метод подготовки макроконстант через нейросети с полиномиальным методом для одинакового объема исходных данных.

Эталонные значения констант формировались детерминистическим расчетным кодом FACT-BR с использованием встроенной в код программой CONSYST, после чего, по полученному множеству состояний строились суррогатные модели при помощи связки библиотек Python. Библиотека scikit-learn использовалась для нормировки данных, построения полиномиальной модели и расчета метрик, PyTorch – для обучения многовыходной полносвязной нейронной сети, аппроксимирующей отображение: «параметры состояния – макроконстанты».

Процесс верификации включал в себя следующие этапы: анализ отклонений численных значений подготовленных сечений от эталонных; проверка физичности модели: гладкость, правильный порядок величин, неотрицательность макроконстант, поведение на границах диапазонов ПОС; интегральная оценка: как ошибка в макроконстантах влияет на функционалы нейтронно-физических расчетов.

Методика получения и анализа ковариационных матриц для нейтронных сечений

Гуркин Д.В., Мантуров Г.Н.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: байесовский ЕМ-алгоритм, кластеризация, константная погрешность, коэффициенты чувствительности, ковариационные матрицы

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» разработана методология оценки точности расреализованная в программном комплексе ИНДЭКС (Исправление Нейтронных Данных на основе Экспериментов на Критических Сборках), которая применяется для уточнения сечений взаимодействия нейтронов с веществом применительно к н/ф расчётам быстрых реакторов. Чтобы численно оценить возможный разброс в данных, оценщиками формируется ковариационная матрица, которая и отвечает за величину неопределённости корректируемых сечений. Задача уточнения нейтронных данных решается на основе метода максимального правдоподобия (или обобщённого метода наименьших квадратов).

При этом корректность получаемых результатов напрямую зависит от используемых ковариационных матриц погрешности сечений. К сожалению, на сегодняшний день нет единой методики оценки и получения ковариационных матриц, поэтому в работе предлагается сформировать основные принципы, благодаря которым удалось бы анализировать как чужие оценки, так и получать собственные.

Формирование матрицы проводится на основе анализа дифференциальных данных с применением современных алгоритмов кластеризации (K-ближайших соседей и байесовский ЕМ-алгоритм). В подходе, изложенном в данной работе, предлагается проводить оценку ковариационной матрицы в три этапа:

1) Оценка диагональных элементов (стандартных отклонений) взятых из ENDF-файлов различных библиотек и вычисление стандартного отклонения на основе рассматриваемого разброса в нейтронных сечениях;

2) Сравнение полученной корреляционной матрицы с зарубежными аналогами;

3) Оценка матрицы как «единое целое» с привлечением коэффициентов чувствительности тестовых моделей для формирования погрешности интересуемого функционала.

Для примера на рисунке 1 для сечения поглощения Fe-56 в 28-групповой разбивке представлена величина стандартного отклонения из файла библиотеки TENDL-21 (закрашено черным), а также доверительный интервал, полученный в результате анализа разброса в оценках нейтронного сечения поглощения (закрашен оранжевым). Можно сказать, что в TENDL-21 приводится слишком оптимистичная оценка стандартных отклонений. Также видно, что библиотека CENDL-3.2 выбивается относительно других в группах с 9 по 18.

Второй этап заключается в отборе сходных оценок, отражающих разброс в дифференциальных данных в рамках визуального сравнения корреляционных матриц. На рисунке 2 представлены, полученная матрица и наиболее близкие к ней иностранные оценки для элемента Fe-56 реакции поглощения.

Можно заключить, что наблюдается достаточно сильная скоррелированность данных в тепловой и резонансной области. Оценки быстрой области имеют некоторые отличия для всех матриц, что объясняется высокой погрешностью измерения сечения для таких энергий, а значит и большими флуктуациями в используемых данных.

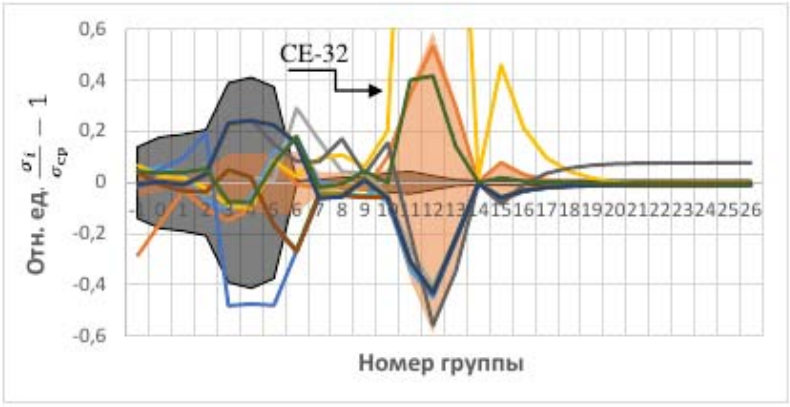


Рис. 1. Оптимистичный доверительный интервал для сечения реакции поглощения Fe-56

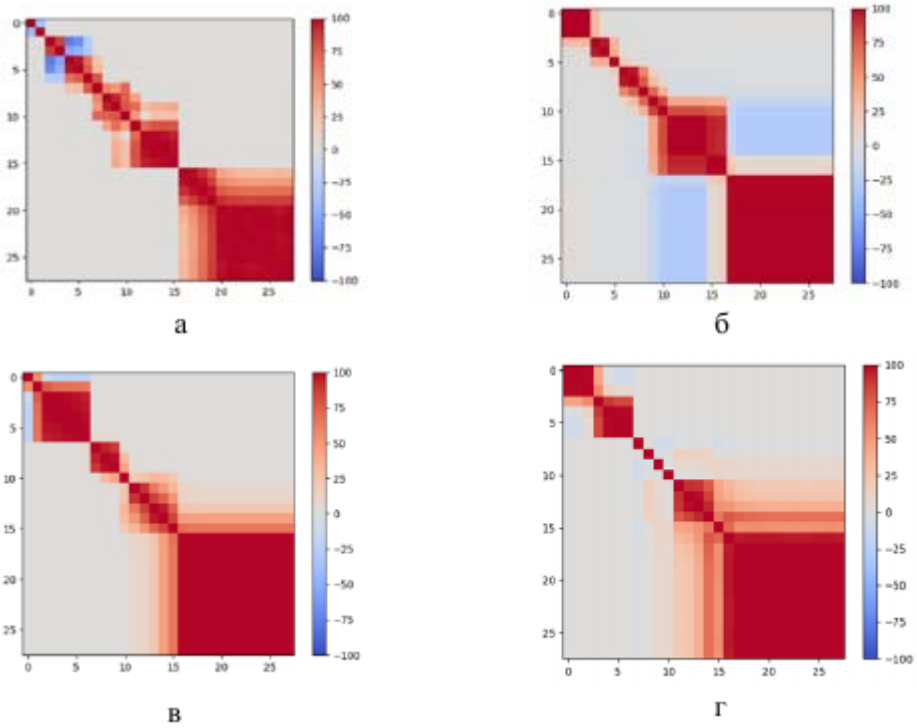


Рис. 2. Сравнение оценок корреляционных матриц сечения захвата Fe-56:
а – сформированная корреляционная матрица; б – корреляционная матрица из JEFF-3.3;
в – корреляционная матриц из ENDF/B-VIII.1; г – корреляционная матрица из TENDL-21

На третьем этапе используются коэффициенты чувствительности для k_{eff} тестовых моделей к сечениям, после чего для всех отобранных матриц вычисляются доверительные интервалы к реакторным функционалам по формуле:

$$\Delta = \sqrt{S \cdot \Sigma \cdot S^T},$$

где S – вектор коэффициентов чувствительности, а Σ – ковариационная матрица сечений.

После проведенного анализа делается полноценный вывод о качестве матрицы, на основе которого принимается решение об ее использовании в дальнейшем.

Высокопроизводительная подготовка групповых нейтронных констант в программном комплексе MNT-CUDA

Аряпов И.Р., Андрианова О.Н., Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А.

АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: оценённые ядерные данные, групповые нейтронные константы, метод Монте-Карло, MNT-CUDA, CROSS-CUDA, GPU-вычисления, NJOY

Система подготовки CROSS-CUDA, реализованная в составе программного комплекса (ПК) MNT-CUDA, служит для высокоскоростной подготовки групповых констант при проведении инженерных нейтронно-физических расчетов методом Монте-Карло. Актуальность разработки продиктована необходимостью в высокоточном и производительном модуле константного обеспечения, оптимизированном под современные вычислительные платформы. Помимо этого, к современным средствам подготовки нейтронных данных предъявляются ряд специальных требований: гибкость настройки форматов и физических приближений, кроссплатформенности, модульность, отчуждаемость, ориентированность на современные вычислительные платформы.

CROSS-CUDA осуществляет поэтапную автоматизированную подготовку библиотек групповых констант из оцененных нейтронных данных для различных энергетических сеток (от десятков до десятков тысяч групп). Реализация системы в виде надстройки над процессинговым кодом NJOY обеспечивает формирование библиотек групповых сечений, согласованных с поточечным представлением нейтронных данных. На основе подготовленных библиотек формируются многогрупповые макросечения материалов с учетом резонансной структуры сечений и температур заданных составов, а также библиотеки макроконстант в выбранном пользователем формате.

В системе подготовки констант реализован комплекс мер по повышению её производительности: параллельные вычисления на ядрах CPU, кэширование факторов Бондаренко, сжатие матриц рассеяния и алгоритмы для разреженных матриц, потоковая обработка данных и асинхронная запись результатов, реализация наиболее требовательных к быстродействию процедур в виде модулей исполняемых на GPU. Для реализации вычислений выбрана связка языков C# (управление расчетами и параллельные вычисления на CPU) и C++/nvcc (GPU-вычисления).

CROSS-CUDA в составе ПК MNT-CUDA обеспечивает высокое быстродействие и точность, сравнимую с прецизионными расчетами. Сравнительное тестирование на типовой задаче (1350 составов, 182 изотопа) показало, что подготовка 299-групповых констант выполняется более чем на два порядка быстрее однопроцессорных аналогов: время расчета сократилось с 2 часов до 20 секунд. Модульная архитектура допускает автономное от MNT-CUDA использование системы и интеграцию с внешними нейтронно-физическими кодами.

Достигнутая эффективность позволяет применять CROSS-CUDA как для стационарных задач, так и для моделирования кампании реактора с учетом изменения нуклидного состава. Достоверность результатов подтверждена верификацией на моделях тепловых и быстрых реакторных систем.

Параметризация нейтронно-физических констант для крупносеточной программы

Цыганов А.А., Алешин С.С.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: ВВЭР, крупносеточная программа, нейтронно-физические константы

Данная работа посвящена разработке подхода к аппроксимации нейтронно-физических характеристик для крупносеточной программы при расчете реакторных установок типа ВВЭР. Актуальность исследования обусловлена необходимостью повышения точности определения нейтронно-физических констант при расчете топливных загрузок, как с низким обогащением, так и стационарных.

В настоящее время одним из способов построения сечений для крупносеточной программы состоит в том, чтобы выбрать параметры состояния в номинальных условиях, основываясь на существующих знаниях о физической системе, а затем изменить каждый параметр состояния в соответствии с этим номинальным значением. Представление в виде полинома, основанное на этих возмущениях, затем может быть использовано в качестве модели зависимостей сечений. Коэффициенты разложения в подобном полиноме затем могут быть определены путем аппроксимации или интерполяции. Другим подходом является аппроксимация зависимостей нейтронно-физических сечений с использованием рядов Фурье на основе ортогональных полиномов. Эта модель использовалась с точками, отобранными на сетке параметров, обеспечивающих минимальное отклонение в равномерном приближении. Это устраняет два основных недостатка традиционного метода многомерной табличной интерполяции: большой объем вычислений решетки, необходимых для получения нейтронных сечений, и большой размер библиотеки нейтронных сечений. Опыт работы с гомогенными нейтронными сечениями нескольких групп показывает, что их зависимость от параметров состояния является плавной.

Основной целью работы явилась разработка методики и программного модуля для расчета аппроксимации нейтронно-физических констант в составе крупносеточной программы. В докладе будет представлена:

- методика аппроксимации констант с учетом степени выгорания топлива;
- результаты работы программного кода.

Решение задачи Усачёва — Бобкова на примере быстрых реакторов с уран-плутониевым топливом

Рыжков А.А., Тихомиров Г.В.

НИЯУ «МИФИ», Москва

Ключевые слова: анализ чувствительности и неопределённости, требования к неопределённости, TAR, ядерные данные, планирование экспериментов, обобщённый линейный метод наименьших квадратов, GLLS

Анализ чувствительности и неопределённости играет ключевую роль в оценке того, насколько хорошо известны исходные данные и как они влияют на функционалы моделируемой системы. Особое внимание уделяется ядерным данным, являющимися основной в моделировании переноса частиц. Результаты анализа с использованием современных библиотек файлов оценённых ядерных данных показывают, что неопределённости собственного значения k могут превышать 1 % при анализе быстрых реакторов с уран-плутониевым топливом на фоне широко распространённого требования (TAR) 0,3 %. При этом, ни одна современная библиотека не позволяет достичь данной цели ни для быстрых, ни для тепловых систем нового поколения. Это, в свою очередь, демонстрирует необходимость дальнейшего уточнения данных.

Уточнение данных должно выполняться с минимальными затратами и с наибольшим эффектом на неопределённость интересующего функционала, для чего ставится оптимизационная задача на TAR. Результатом её решения являются требования к неопределённости ядерных данных с обозначением конкретного нуклида, реакции и энергетического диапазона. Данный подход широко используется различными группами, включая международные: WPEC/SG26 и WPEC/SG46. Однако, такой подход не учитывает существующие интегральные эксперименты, приводя к нереалистичным TAR, достигая в некоторых случаях значений менее 0,2 %. Предложенная Усачёвым и Бобковым задача (задача Усачёва — Бобкова) учитывает данный недостаток, предусматривая в части нелинейного ограничения оптимизационной задачи замену ковариаций ядерных данных на ковариации с учётом интегральных экспериментов.

Для учёта интегральных экспериментов в пакет для анализа чувствительности и неопределённости, SAUNA (Sensitivity And UNcertainty Analysis), добавлена возможность усвоения данных на основе обобщённого линейного метода наименьших квадратов (GLLSM). Внедрение GLLSM в решатель TAR позволяет решить задачу Усачёва — Бобкова.

В качестве систем для демонстрации решения приняты тестовые модели: MET1000 (U-TRU-Zr), MOX3600 (UPuO2), CAR3600 (UPuC) и BN-1200 (UPuN) с натриевым теплоносителем; GFR2400 (UPuC) с гелиевым теплоносителем; ALFRED (UPuO2) со свинцовым теплоносителем. Для усвоения данных выбран ряд интегральных экспериментов и проведено их моделирование. Все расчёты чувствительности и неопределённости выполнены средствами Serpent и SAUNA с ENDF/B-VII.1 в основе.

По результатам решения оптимизационной задачи на TAR совместно с усвоением данных получены менее жёсткие и более реалистичные требования к неопределённости ядерных данных, позволяющие обеспечить неопределённость собственного значения k на уровне 0,3 %.

Анализ константной погрешности в расчетах критичности плутониевых систем

Егоров Г.О., Кравец А.А., Мантуров Г.Н.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

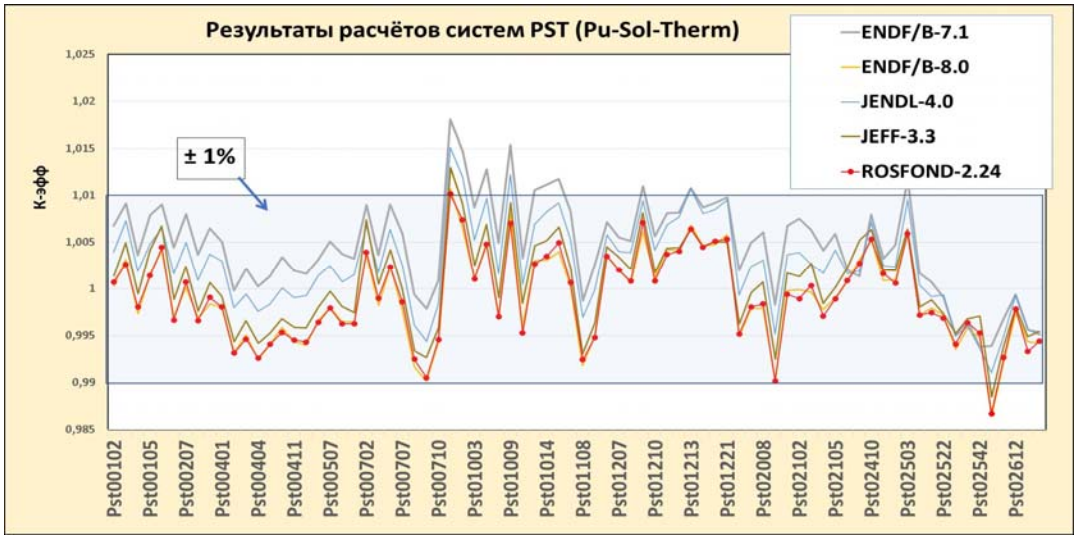
Ключевые слова: неопределенность расчётов Кэф, константная погрешность, коэффициенты чувствительности, ковариационные матрицы, система ИНДЭКС, БД РОСФОНД-2.24

С внедрением новой базы оцененных ядерных данных (ОЯД) РОСФОНД2.24 актуальной становится задача, связанная с анализом точности расчётов параметров критической безопасности. Для систем, содержащих плутоний, важным является определение основных вкладчиков в суммарную погрешность расчёта $К_{эф}$ и снижение неопределенности расчёта за счёт учёта интегральных экспериментов.

В рамках данной работы проведена оценка константной погрешности расчётов критичности плутониевых систем, которая включила в себя:

1) Анализ неопределённости знания сечений на основе сравнения файлов оцененных ядерных данных по различным библиотекам показал существенный разброс в существующих оценках.

2) Сравнение расчётов $К_{эф}$ по различным библиотекам показало, что результаты расчётов, в основном, лежат в коридоре ±1 % (рисунок). Максимальный разброс данных от –1,4 % до +1,8 %.



Сравнение расчётов критичности плутониевых систем по разным библиотекам констант

3) Анализ неопределённости расчёта $К_{эф}$ с использованием коэффициентов чувствительности и ковариационных матриц погрешностей констант показал, что вклад в итоговую погрешность за счет неопределенности в ядерных данных в разы превосходит экспериментальную погрешность.

4) Анализ неопределённости расчёта $К_{эф}$ с учётом интегральных экспериментов (с использованием системы ИНДЭКС) показал, что наибольший вклад в константную неопределённость вносят реакции (N, G) и (N, F) на изотопе Pu^{239} и реакция (N, G) на изотопе Pu^{240}. Учет интегральных экспериментов позволяет уменьшить константную неопределенность расчётов с 0,7 % до 0,2 %, что свидетельствует об эффективности метода.

О свойствах внутренней самозащищенности реакторов типа ВВЭР относительно несанкционированного ввода положительной реактивности

Куликов В.И.[1], Попыкин А.И.[2], Жылмаганбетов Н.М.[2], Старова Н.А.[2], Коноводова А.Б.[2]

[1] НТЦ «ТУК», Санкт-Петербург
[2] ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: ВВЭР, положительная реактивность, разгон на мгновенных нейтронах, SPERT, отрицательные обратные связи

Во всех реакторах, кроме импульсных, критичность (нейтронный баланс) осуществляется на (с учетом) запаздывающих нейтронах. Выход в критическое состояние на мгновенных нейтронах и тем более разгон на мгновенных нейтронах не допускается. Механическое регулирование, в том числе воздействие на реактивность, включая и аварийную защиту, осуществляется на временах, характерных для запаздывающих нейтронов. При аварии с разгоном на мгновенных нейтронах воздействие на систему может быть оказано только за счет обратных связей, если они отрицательны, мы определим их как свойства внутренней самозащищенности.

В 60–70-х годах выполнялась программа по изучению проблем ядерной безопасности, в которую входил проект SPERT – Special Power Excursion Reactor Test. Он состоял из 4-х частей – SPERT-I, SPERT-II, SPERT-Ш, SPERT-IV, которые охватывали все типы объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и включали разрушающие эксперименты. Проект SPERT-III (core E) включал эксперименты и расчеты для определения пределов внутренней самозащищенности при вводе положительной реактивности для энергетических (коммерческих) реакторов LWR. Для переходных процессов в энергетических реакторах, касающихся ввода положительной реактивности предлагается классификация. Она представлена в таблице.

Параметры переходных процессов для кипящих реакторов (BWR) и реакторов с водой под давлением (PWR)

Диапазон	Скорость ввода реактивности ($\beta_{эф}$ /с)	Полная реактивность ($\beta_{эф}$)	Минимальный период (мс)	Плотность энергии (ср) (Дж/см$^3\cdot10^{-4}$)	Плотность энергии пиковая (Вт·с/см$^3\cdot10^{-4}$)	Механизм гашения
Низкий	< 2,5	< 1,8	> 4	< 0,14	< 0,44	Эффект Доплера
Средний	2,5 – 25	1,8 – 3,5	4 – 1,2	0,14 – 0,48	0,44 – 2,2	Эффект Доплера
Высокий	> 25	> 3,5	< 1,2	> 0,48	> 2,2	Эффект Доплера

Как следует из таблицы, переходный процесс (excursion) рассматривается как быстрый процесс, который может идти на запаздывающих и/или мгновенных нейтронах и заканчивается плавлением топлива в активной зоне, что является причиной прекращения реакции деления.

В работе представлены результаты свыше 80 измерений быстрого ввода реактивности при холодном и горячем пусках и работе на мощности 20 МВт. При этом вводилась реактивность до $1{,}3\beta_{эф}$. Давление и температура теплоносителя в случае горячего пуска приблизительно соответствуют или близки к давлению и температуре реактора типа ВВЭР-1000. По полученным экспериментально параметрам был рассчитан ввод

реактивности до $4\beta_{эф}$ по программе PARET, в которой реализовано точечное приближение. В настоящее время появляются работы по моделированию экспериментов с использованием трехмерных программ совместного нестационарного нейтронно-физического и теплогидравлического расчетов в диффузионном двухгрупповом приближении. Кроме упомянутого выше, реакторы SPERT-III (core E) и реакторы типа ВВЭР-1000 имеют близкие значения $\beta_{эф}$ уран-водные отношения, в обоих реакторах используется двуокись урана низкого обогащения. Есть и существенные различия: по размерам он ближе к транспортному реактору, оболочки твэлов – стальные.

Целью работы является качественное сопоставление результатов расчета быстрого ввода большой реактивности. Интересными для сопоставления были результаты, касающиеся быстрого ввода реактивности (строка 3 таблицы 1), так как они практически отсутствуют в литературе.

Расчеты проводились для 1 блока НВАЭС-2 по опции ДЕСНА программы RAINBOW-TPP. Нами использовалось естественное для ВВЭР моделирование ввода большой реактивности путем выброса одного органа регулирования, одной и двух регулирующих групп. При этом варьировался ввод реактивности, предварительно рассчитанной в стационарном состоянии как $(1–4)\beta_{эф}$, время ввода 0,001–1 с. Так как термин «введенная реактивность» не является общепринятым, то нашей целью было формирование импульса шириной 1–10 мс и определение его последствий. Нами изучен только ввод реактивности в реактор с небольшой начальной мощностью (по терминологии hot start-up и stand-by start up). Вывод состоит в том, что при величинах вводимой реактивности и временах ввода происходит ее гашение за счет эффекта Доплера, и при этом температура плавления топлива не достигается. На рисунках 1 и 2, в качестве примера приведены соответствующие изменения мощности реактора и температуры топлива.

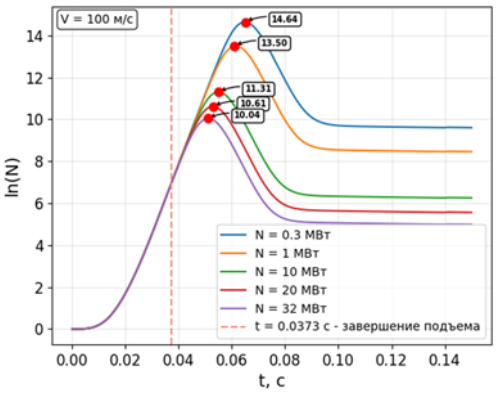


Рис. 1. Графики зависимости относительной нейтронной мощности от времени ввода реактивности при варьировании мощности

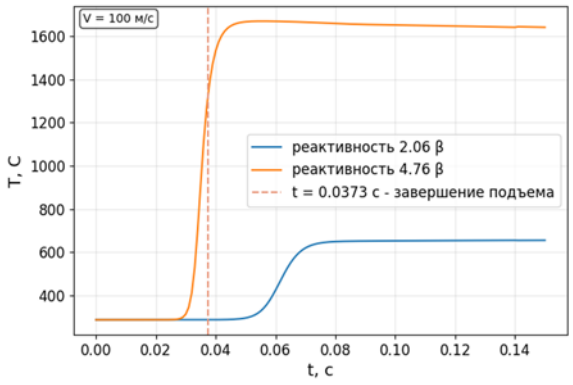


Рис. 2. Графики зависимости температуры топлива от времени ввода реактивности при варьировании величины вводимой реактивности

В заключении отметим, что опубликованные результаты программы SPERT, включая SPERT-III (core E), содержат массив материалов по вводу положительной реактивности, преимущественно экспериментальных, для их изучения.

Свойства решений прямого и сопряженного нестационарных уравнений переноса и марковские процессы

Попыкин А.И.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: спектр, уравнение переноса, сопряженное уравнение переноса, полугруппа, оператор, марковский процесс, собственное значение, собственная функция

В работе [1] приводятся основные результаты о связи между решением нестационарного уравнения переноса и соответствующим марковским процессом. Она базируется на том, что полугруппа, представляющая решение нестационарного уравнения переноса [2] является феллеровской [3] и ей соответствует феллеровский случайный процесс. В докладе приводятся некоторые дополнения к [1], касающиеся сопряженной задачи для уравнения переноса.

В монографии [4] марковский процесс определяется, как однородное семейство феллеровских процессов с известной переходной вероятностью. Кроме того, мы будем считать, что этому процессу соответствует полугруппа операторов класса C0 [1]. Будут рассматриваться только такие процессы для краткости будут называться марковскими.

Сопряженная нестационарная задача переноса нейтронов для плотности нейтронов и соответствующая ей спектральная задача записываются следующим образом [2]:

$$\frac{\partial n^{+}}{\partial t} = \Lambda^{+} n^{+}(t) = (-L^{+} + K^{+}) n^{+}(t)... \tag{1}$$

$$n^{+(0)} = n^{0+}.. \tag{2}$$

$$..\Lambda^{+} n^{0+}(0) = \lambda n^{0+}.. \tag{3}$$

Линейные операторы переноса нейтронов L, сумма операторов рассеяния и (источника) деления $K = K_{i,s}+K_f$ подробно определяются в [2] и кратко в [1].

Операторы рассматриваются в лебеговых пространствах функций L_D^p, $1 \le p \le \infty$. Область определения функций D является прямым произведением области определения пространственной переменной, угловой переменной (единичная сфера) и отрезка энергетической оси. В каждом из пространств определяется конус неотрицательных функций [2]. Нестационарная задача (1), (2) рассматривается как абстрактное дифференциальное уравнение в пространствах L_D^p.

В [1] сформулирован набор утверждений относительно свойств решения прямой нестационарной задачи (1), (2), дополненной тем, что полугруппе $T(t, \Lambda)$ соответствует марковский процесс и назван обобщенной теоремой С.Б. Шихова. Там же упомянуто, что все утверждения справедливы и для задачи (1), (2) и спектральной задачи (3). При этом действия прямой и сопряженной полугрупп сужаются на пространство непрерывных функции $C_D \subset L_D^p$. Это является следствием утверждения Феллера [3] и установленного в [1] включения $T(t, \Lambda)C_D \subset C_D$. Из этого следует, что в определенном смысле полугруппу $T(t, \Lambda)$ можно отождествить с переходным оператором марковского процесса. Переходная функция $P(s, x, t, \Gamma)$ определяется как вероятность перехода из точки x в момент времени s во множество Γ в момент времени t. Переходный оператор определяется как действие переходной функции в банаховом пространстве [3].

В [5] сформулированы основные свойства $T^{+}(t, \Lambda^{+})$. В докладе даны дополнительные пояснения. Они полезны в прикладных задачах, где марковские процессы исполь-

зуются в качестве методов вычисления. Для уравнения переноса это метод Монте-Карло. Обоснование его применения к решению уравнения переноса содержится в [4].

В теории переноса нейтронов при выводе однородного сопряженного уравнения (уравнения для ценности нейтронов деления) сопряженную функцию интерпретируют как вероятность нейтрона попасть в определенную точку (выделенный объем) фазового пространства с учетом всех происходящих с ней до этого момента процессов, придавая этому физический смысл. Это совпадает с интерпретацией сопряженной переходной функции в [3]. Прямая переходная функция, которую мы запишем как $T(t, \Lambda)$ $f(x)$, $x \in D$ – это среднее значение попадания в момент времени в некоторую область **Г** ([3], стр. 206). При этом в [3] вводится сопряженная переходная функция, соответствующая $T^{+}(t, \Lambda^{+})f(x)$, которую можно трактовать как вероятность попадания в область **Г** ([3], стр. 206). Это аналогично приведенной выше трактовке сопряженной функции для уравнения переноса, включая функцию ценности нейтронов деления. В сочетании с наличием у полугруппы $T(t, \Lambda)$ асимптотики это способствует обоснованию алгоритмов расчета функции ценности методом Монте-Карло. При этом следует учитывать, что определение сопряженной функция для стационарного уравнения переноса может быть различным. Пример использования сопряженной функции в конкретном расчете приводится [6].

1. Попыкин А.И. Дополнительное свойство решения нестационарного уравнения переноса // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. Вып. 4. С. 60—68.
2. Шихов С.Б. Вопросы математической теории реакторов. Линейный анализ. — М. : Атомиздат, 1972.
3. Вентцель А.Д. Курс теории случайных процессов. 2-е изд., доп. — М: Наука. Физмалит, 1996.
4. Кочубей Ю.К. Статистическое моделирование кинетических процессов.
5. Попыкин А.И. Решение сопряженного нестационарного уравнения переноса и переходная вероятность марковского процесса // Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики : Тезисы докладов научно-технич. конф. — Обнинск, 2017. С. 47—48.
6. Куликов В.И., Жылмаганбетов Н.М., Попыкин А.И., Смирнова А.А. Использование решений сопряжённых задач для расчёта и расчётного моделирования измерений больших реактивностей // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 2019. Вып. 1. С. 4—20.

Использование модели полиномиальной аппроксимации для вычисления макроконстант при проведении расчетов по комплексу КОРСАР/ГП

Дарьин Н.А., Увакин М.А., Петкевич И.Г., Суслов М.В., Рябов Г.А., Николаев А.Л., Бозриков К.В.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: код КОРСАР/ГП, библиотека макросечений, полином второго порядка, режим маневрирования

В докладе представлена заключительная часть большой научно-исследовательской работы по изучению возможности внедрения в программный комплекс КОРСАР/ГП опции расчета макроскопических сечений по предварительно подготовленным полиномиальным представлениям.

Актуальность работы обусловлена усложнением используемых для расчета моделей и, как следствие, увеличивающейся ресурсоемкостью проводимых вычислений. Исследуемый подход позволяет решить важную практическую задачу: обеспечить непрерывность нейтронно-физических характеристик активной зоны при переходе с одного набора исходных данных на другой, что крайне важно при моделировании маневренных режимов. Дополнительно он уменьшает объем исходных данных и увеличивает скорость расчетного моделирования.

В статье рассмотрен существующий способ для расчета значений макроконстант, в основе которого лежит многомерная линейная интерполяция, и проведено его сравнение с предлагаемым полиномиальным подходом. Также описан процесс, обеспечивающий непрерывность функциональных представлений при смене набора исходных данных. В рамках работы была выполнена интеграция полиномиальной модели в исходный код программного комплекса КОРСАР/ГП, что позволило провести ряд кроссверификационных расчетов.

Полученные результаты подтверждают возможность использования полиномиальной модели аппроксимации макроконстант в качестве альтернативы существующему способу их вычисления.

Секция 2.
Численное моделирование при решении задач реакторной физики

Расчет функции ценности с использованием алгоритма вероятности повторных делений в программе MCU

Архангельский Д.М., Дайченкова Ю.С., Калугин М.А., Олейник Д.С., Шкаровский Д.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: метод Монте-Карло, MCU, функция ценности, IFP, параметры точечной кинетики

Важное место в различных областях физики ядерных реакторов занимает решение сопряженного уравнения переноса нейтронов. Реализация методики его расчета методом Монте-Карло возможна различными способами.

Наиболее прямой подход к решению данной задачи крайне затруднителен, так как требует обратного моделирования траекторий. Это обстоятельство побуждает взглянуть на функцию ценности с точки зрения ее физического смысла, как асимптотического числа потомков нейтрона, помещенного в некоторую точку фазового пространства. Действительно, в силу итеративной природы метода Монте-Карло, построенная на данной формулировке методика может быть реализована вполне естественным образом. В зарубежной литературе такой подход получил название IFP – Iterated Fission Probability.

Схема алгоритма заключается в следующем. В исходном поколении нейтрон-прародитель вызывает деление: происходит рождение нейтронов и запись вклада в оценку некоторого функционала. Потомки данного нейтрона образуют произвольное число скрытых поколений, через которые передается вклад в оценку. В асимптотическом поколении определяется плотность генерации, обусловленная потомками нейтрона-прародителя: с помощью этой величины взвешивается изначальный вклад в оценку.

В рамках настоящей работы для программного комплекса MCU была реализована вариация IFP, подразумевающая пространственно-энергетическое разбиение фазового пространства и, соответственно, функции ценности. Несмотря на сопутствующие недостатки, связанные со степенью дискретизации пространства, данная схема представляется наиболее удачной в контексте сравнения с матричной методикой, также реализованной в MCU.

Для первичной валидации методики с использованием полученной функции ценности были проведены расчеты эффективной доли запаздывающих нейтронов и времени генерации мгновенных нейтронов для шести экспериментов из сборника ICSBEP:

HMF001 – сфера из металлического урана (94 % ^{235}U);

PMF001 – сфера из металлического плутония (95 % ^{239}Pu);

U3MF001 – сфера из металлического ^{233}U (98 % ^{233}U);

HMF028 – сфера из металлического урана (93 % ^{235}U) с отражателем из природного урана;

PMF006 – сфера из металлического плутония (94 % ^{239}Pu) с отражателем из природного урана;

U3MF006 – сфера из металлического ^{233}U (98 % ^{233}U) с отражателем из природного урана.

Сравнение сопряженных источников, полученных с помощью матричной и IFP методик, показывает, что в рамках рассмотренных вариантов для обеспечения сходимости достаточно 5–10 скрытых поколений.

Результаты расчета функционалов кинетики демонстрируют хорошее согласие с экспериментом.

Расчет реакторных функционалов посредством сингулярного метода

Безбородов А.А., Грабежной В.А., Изотов В.В., Яровой М.В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: коэффициент размножения, уравнение переноса нейтронов, сингулярная функция, мера Лебега – Стилтьеса, производящая функция, резонансная структура сечений, методика расчета

При решении задач математической физики с использованием сингулярных функций применяется практика, в которой определяются функционалы, ставящие в соответствие конкретной сингулярной функции и некой «достаточно хорошей» функции вполне определенное число. Так, при решении ряда задач атмосферной радиации экономия расчетных ресурсов может составлять до 1000 раз. Учет соответствия таких линейных функционалов обобщенным функциям нулевого порядка позволяет проводить дискретизацию для практических целей на этапе вывода уравнений переноса частиц.

Можно определить на энергетическом интервале изменения полного макроскопического сечения сингулярную меру Лебега – Стилтьеса, которая заменит полное сечение и будет меняться от 0 до 1, определив её как интеграл от нормированного на единицу спектра нейтронов в данной энергетической группе. Получающееся новое множество точек этой сингулярной меры имеет совпадающие между собой значения, в которых имеет место совпадение значений полного сечения. Оно плотно заполняет энергетическую группу.

Определяя поток нейтронов с новой переменной от этого множества значений сингулярной меры, все операции дифференцирования и интегрирования проводятся на границах этого множества, где значения сингулярной меры совпадают (как и значения полного сечения). Интегрирование спектрального уравнения переноса нейтронов по этому множеству с использованием таких линейных функционалов дает многогрупповое уравнение переноса, потоки в котором являются функциями сингулярной меры, а коэффициенты в его выражениях – гораздо более гладкие функции по сравнению с теми, которые входят в уравнение переноса нейтронов в случае их зависимости от энергетической переменной. Что положительно сказывается при его решении. А также из-за уменьшения количества информации о нейтронных сечениях, особенно в неразрешенной области резонансов.

Учет резонансной структуры всех нуклидов среды в пределах группы нейтронов производится способом разделения их на множество макроподгрупп (в каждую из которых входит по одной подгруппе от каждого отдельного нуклида всей среды) – путем

построения упорядоченных наборов-кортежей из прямого декартового произведения множеств подгрупп отдельных нуклидов. Количество макроподгрупп в группе определяется по правилу произведения перечислительной комбинаторики. Резонансная структура нейтронных сечений всей среды менее выражена, чем структура её отдельных нуклидов, что определяется качественными следствиями вариационного принципа квантовой механики – для основного состояния наиболее существенны те структуры, энергия которых минимальна. Количество нуклидов, определяющих реальную резонансную структуру среды, от одного до трех.

Формально полученное уравнение переноса не отличается от группового уравнения переноса нейтронов. Для его решения применимы как вероятностные (Монте-Карло), так и детерминистические численные методы.

Оптимизационный расчет геометрии активной зоны водо-водяного реактора мощностью 10 МВт

Юрин Д.О.

АО «АЭМ-технологии» «Ижора», Колпино

Ключевые слова: оптимизация геометрии, нейтронно-физический расчет, метод Монте-Карло, параметрическое моделирование, шаг решетки, радиус топлива

Данная работа представляет собой авторское исследование, направленное на оптимизацию геометрии активной зоны водо-водяного реактора электрической мощностью 10 МВт. Основной акцент сделан на развитие методической базы параметрического анализа в области нейтронно-физических расчетов. В условиях возрастающего интереса к малым модульным реакторам особую значимость приобретает не только поиск новых компоновочных решений, но и совершенствование подходов к их обоснованию, включая автоматизацию расчетных циклов и обработку больших массивов данных. Ключевой задачей стало установление взаимосвязи между варьируемыми геометрическими параметрами активной зоны (шаг решетки s и радиус топлива r) и комплексом критериев: рабочим обогащением, массой загружаемого топлива, коэффициентом теплоотдачи и другими.

Методологическая основа работы базируется на автоматизированном параметрическом моделировании с использованием программной среды Serpent, реализующей метод Монте-Карло. Для оперативной обработки большого числа вариантов была создана связка Python-скриптов и Excel-макросов, написанных с применением нейросетевых инструментов, что позволило полностью автоматизировать цикл генерации, расчета и обработки результатов для более чем шести тысяч уникальных конфигураций. По итогам моделирования построена трехмерная поверхность зависимости коэффициента размножения k от варьируемых параметров (см. рис.), на которой выявлен характерный «перегиб», разделяющий области с положительным и отрицательным плотностным эффектом реактивности.

Отдельный блок исследований посвящен оценке влияния состава топливной композиции на характеристики активной зоны. Рассмотрены варианты загрузки на основе диоксида урана, кермета и интерметаллида. Проведено сравнение их нейтронно- и теплофизических показателей.

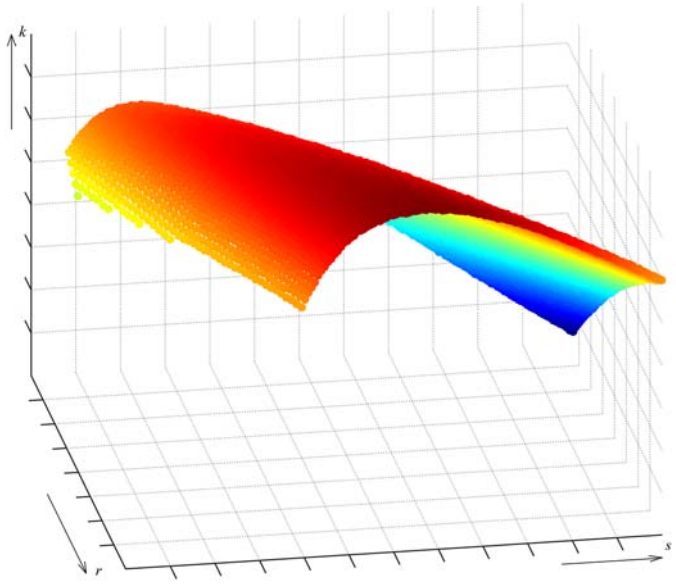


График зависимости коэффициента размножения от шага решетки и радиуса топлива

Оценка возможности профилирования ядерного топлива в легководных реакторах

Попов М.А., Внуков Р.А.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

Ключевые слова: выгорание, легководные реакторы, ядерное топливо, rim-слой, профилирование, оксидное топливо, дисперсионное топливо

Актуальной задачей при проектировании новых легководных реакторов и модернизации существующих является повышение их технико-экономических характеристик. По этой причине в течение всего времени развития ядерной энергетики по мере накопления опыта эксплуатации и получения новых экспериментальных данных происходило повышение глубины выгорания ядерного топлива. Для её дальнейшего роста требуется проведение значительного количества исследований, поскольку необходимо обосновать возможность безопасной и надёжной эксплуатации тепловыделяющих элементов в диапазоне выгораний более 65 МВт·сут/кг.

В классической постановке, то есть при рассмотрении эксплуатируемых сегодня тепловыделяющих элементов с оксидным ядерным топливом, при достижении величины среднего выгорания выгружаемого ядерного топлива порядка 65 МВт·сут/кг будет достигнут установленный сегодня порог обогащения ядерного топлива в 5 %. Соответственно, для достижения более высоких выгораний потребуется увеличение доли изотопа ^{235}U. Стоит отметить, что данный подход неизбежно приводит к определённым материаловедческим трудностям: в частности, происходит образование rim-слоя – слоя на периферии топливного сердечника с резко изменяющимися относительно центральной части твэла механическими свойствами, что может негативно сказываться на эксплуатационных характеристиках твэлов.

Другая концепция, позволяющая достигать высоких выгораний, – использование дисперсионного ядерного топлива. В частности, одним из наиболее перспективных вариантов является использование топливных сфер из уран-молибденового сплава, помещаемых в металлическую матрицу (например, из сплава циркония). При этом в связи с повышенной плотностью топливного материала не возникает необходимости повышения обогащения. Недостатками являются большее распухание и более низкая температура плавления. Снижение распухания возможно за счет добавления алюминия и олова, однако их избыточное количество (более 0,15 %) приводит к существенному снижению плотности материала. Предметным вопросом является распределение температур по композиции топлива и матрицы. Интересным является влияние неравномерности энерговыделения (и, как следствие, выгорания топлива) на нейтронно-физические характеристики реактора. Для снижения факторов неравномерности предполагается осуществление профилирования ядерного топлива: перераспределение делящихся ядер в топливном столбе обратно пропорционально выгоранию. При рассмотрении дисперсионного топлива предлагается размещать сферы топлива в разных зонах композиции топливо-матрица.

В работе рассмотрены особенности подходов к достижению высоких выгораний. Моделирование нейтронно-физических процессов проводилось в программном комплексе Serpent. В случае варианта с дисперсионным топливом изначально рассмотрена зависимость среднего за топливную кампанию коэффициента размножения нейтронов от размеров частиц и их объёмной доли в топливном сердечнике. Для дальнейшего моделирования отобраны только варианты с наибольшим $K_{останова}$. На первом этапе задача рассмотрена на модели элементарной ячейки реактора ВВЭР-1200. В дальнейшем планируется проведение расчётов путём моделирования стационарной загрузки активной зоны. При необходимости полученные результаты возможно без потери общности перенести на другие типы легководных реакторов.

Методика расчётов предполагает изначальное получение радиального распределения выгорания или энерговыделения и дальнейшее перераспределение ядер ^{235}U обратно пропорционально данным величинам (с целью их наиболее полной компенсации). Так, для случая с сердечником из диоксида урана при разбивке на 200 слоёв равной толщины (0,0016 см) получено логарифмическое распределение обогащения «топливных слоёв» по радиусу твэла.

С целью обоснования безопасности рассматриваемых тепловыделяющих элементов также проведен их теплогидравлический расчёт в программном комплексе Ansys.

В рамках проведённых расчётов подтверждена принципиальная возможность осуществления профилирования тепловыделяющих элементов как по радиусу, так и по высоте. Обнаружена зависимость эффективности данной операции от числа слоёв: чем большее число слоёв выбрано для расчёта, тем значительнее возможно снизить исследуемые неравномерности. Используемое для решения практических задач число слоёв определяется как инженерными соображениями, так и ограничениями, накладываемыми со стороны рационального использования вычислительных мощностей.

Стоит отметить, что для компенсации аксиальных неравномерностей в качестве отслеживаемой характеристики допустимо использовать как плотность потока нейтронов или энерговыделение, так и глубину выгорания в отдельных зонах. Это связано с тем, что неравномерности формируются в основном за счёт утечки нейтронов с торцов. В случае радиальной неравномерности отслеживаются распределения энерговыделения и выгорания (по зонам). Величина суммарной плотности потока нейтронов не позволяет отследить эффекты, возникающие в результате избыточного накопления ^{239}Pu на периферии, играющие, тем не менее, значительную роль в определении предельного срока эксплуатации твэла.

Уравнения метода поверхностных гармоник в решетке с несимметричными по высоте ячейками

Ельшин А.В.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый бор
ИЯЭ (филиал) СПбПУ Петра Великого

Ключевые слова: метод поверхностных гармоник, треугольная, квадратная, гексагональная решетка, элементарная ячейка, граница ячейки, раздел сред, несимметричная по высоте ячейка, тестовая задача

Метод поверхностных гармоник (МПГ) для нейтронно-физического расчета трехмерного гетерогенного реактора со времен своего создания прошел большой эволюционный путь. Одним из исходных предположений МПГ являлось то, что элементарные ячейки активной зоны (шестигранные, квадратные или треугольные прямые призмы) имеют одинаковые свойства по высоте и симметрию в плане с периодом π/M, где M – число боковых граней ячейки.

Автор предлагает уйти от размещения высотных границ элементарных ячеек реактора на границе раздела сред, где, как правило, и стараются расположить границы ячеек программы для ЭВМ, основанные на диффузионном приближении, которое используется для расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в реакторе в целом. Предложение автора основано на том, что именно на границе раздела сред диффузионное приближение, как правило, неприменимо. Именно поэтому в МПГ боковые (радиальные) границы ячеек выбираются в замедлителе, где угловое распределение нейтронов можно описать первыми слагаемыми разложения распределения нейтронов (и ценности) в ряд по сферическим гармоникам (в диффузионном приближении – плотности потока и тока нейтронов). Высотные границы элементарных ячеек реактора невозможно провести полностью в замедлителе, но можно хотя бы уйти от высотных границ, разделяющих, например, ячейки с поглотителем от слабо поглощающих нейтроны ячеек. Можно надеяться, что возникающая при этом высотная несимметрия ячеек и «повышенная громоздкость» уравнений будет компенсироваться возможностью уменьшить количество высотных разбиений реактора.

В работе получены конечно-разностных уравнения метода поверхностных гармоник для случая несимметричных по высоте ячеек. На простых тестовых задачах показано «качество» работы полученных уравнений и важность выбора высотных границ ячеек вдали от границ раздела сред.

Применение методов неаналогового моделирования для расчетов плотности потока нейтронов за пределами активной зоны быстрого реактора со свинцовым теплоносителем

Жирнов А.П., Изотова В.В., Рождественский И.М., Солдатов Е.О., Хахулин В.И.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: неаналоговое моделирование, метод расщепления, рулетка, метод весового окна, плотность потока нейтронов, быстрый реактор, свинцовый теплоноситель

Одной из основных задач при расчетном обосновании физического пуска реактора является расчет плотности потока нейтронов в местах расположения детекторов. Штатные детекторы в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем находятся за пределами активной зоны. В местах их расположения спад плотности потока нейтронов варьируется от 10^4 до 10^6 раз в зависимости от загрузки штатных ТВС в активную зону. Для получения приемлемой статистической погрешности при аналоговом моделировании требуются длительные ресурсоемкие расчеты.

Для сокращения времени моделирования и уменьшения статистической погрешности ресурсоемких аналоговых расчетов рассмотрены неаналоговые методы снижения дисперсии расщепление/рулетка и весовое окно. Расчеты проведены с помощью аттестованного прецизионного программного комплекса MCU-BR с библиотекой констант MDBBR50.

Для реализации методов был проведен подбор зон расщепления, весовых коэффициентов в этих зонах, а также проведены расчеты целевого параметра (плотности потока нейтронов, плотности потока фотонов, скорости накопления повреждающей дозы). Рассматривались три загрузки штатных ТВС: имитационная зона, 50 ТВС, полная загрузка – 169 ТВС.

Проведенные расчеты плотности потока нейтронов в штатных детекторах за пределами активной зоны с применением аналогового и неаналоговых методов моделирования показали, что неаналоговые методы расщепление/рулетка и весовое окно дают результаты, согласующиеся с результатами аналогового расчета. Неаналоговые методы позволяют достичь необходимой статистической погрешности в разы быстрее, чем при расчете аналоговым методом.

Дополнительно были выполнены расчеты радиационных характеристик в каналах ВРХ, обечайках и выгородке для стартовой загрузки аналоговым методом и методом расщепления/рулетки. Для данных задач неаналоговое моделирование также позволяет значительно сократить время расчета скоростей накопления повреждающей дозы и плотности потока фотонов.

Проведенные исследование показали:

– согласованность результатов аналогового и неаналогового моделирования,

– значительное сокращение временных затрат и снижение статистических погрешностей плотности потока нейтронов, плотности потока фотонов, скоростей накопления повреждающей дозы в удаленных зонах регистрации.

Повышение точности инженерных расчетов быстрого реактора методом Монте-Карло в малом числе групп

Грушин Н.А., Андрианова О.Н., Иванов И.Е.

АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: быстрый реактор, расчет НФХ, расчет выгорания, инженерный подход, малое число энергетических групп, метод Монте-Карло

Современное константное обеспечение реакторных расчетов развивается в направлении универсализации и повышения детализации ядерных данных, что сопровождается увеличением числа энергетических групп, уточнением описания резонансных эффектов и совершенствованием моделей рассеяния. Подобные меры позволяют повысить точность расчетов, приближая их к прецизионным, однако зачастую приводят к существенному росту временных затрат. В задачах серийных расчетов, мультифизического моделирования и оперативного сопровождения эксплуатации эти затраты становятся критическими.

Для решения прикладных задач осуществляется переход от многогруппового приближения (несколько сотен групп) к малогрупповому (десятки групп и менее) путем свертки сечений по спектру потока и тока нейтронов, рассчитанных упрощенными методами. В эксплуатационных расчетах быстрых реакторов широко применяется 28- и 26-групповое приближение, где константы получают сверткой 299-групповой библиотеки со спектром, рассчитанным в B2-приближении. Такой подход сокращает время подготовки констант, но вносит дополнительные методические погрешности.

В работе на примере инженерной модели быстрого реактора с нитридным топливом и свинцовым теплоносителем с использованием инженерной программы повышенной точности MNT-CUDA (реализующей групповой метод Монте-Карло) показано, что использование B2-приближения может приводить к систематическим отклонениям нейтронно-физических характеристик от многогрупповых и прецизионных расчетов. Возникающие при свертке в меньшее число групп погрешности сохраняются и при учете изменения нуклидного состава топлива, что снижает предсказательную способность инженерных моделей в целом. Рассмотрены стандартные подходы к подготовке 26- и 28-групповых библиотек констант, реализованные в программе CONSYST-RF, а также оценены характерные отклонения результатов малогрупповых расчетов от эталонных (299-групповых).

Авторами работы предложен подход к подготовке малогрупповых констант, основанный на уточнении спектральных характеристик нейтронов с использованием высокопроизводительной программы MNT-CUDA. Предложенный подход позволяет повысить точность расчетов нейтронно-физических характеристик быстрого реактора в процессе выгорания без значительного увеличения вычислительных затрат. Проведены расчеты для энергетических сеток, отличных от общепринятой 26-групповой, с целью оптимизации размерности задачи при сохранении приемлемой точности.

Метод интерфейсных функций для описания систем со сложными граничными условиями в ПК MNT-CUDA

Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., Уржумов Д.А.

АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, граничные условия, метод Монте-Карло, интерфейсные функции, балансная полиячейка, MNT-CUDA

В АО «ВНИИАЭС» разработан универсальный инженерный программный комплекса (ПК) MNT-CUDA, предназначенный для моделирования переноса нейтронов в групповом приближении методом Монте-Карло с использованием графических процессоров. Совмещение в одном ПК высокой универсальности и возможности эффективной адаптации ПК для решения различных инженерных задач потребовала разработки специфических подходов к описанию рассчитываемых систем.

При создании новой версии ПК MNT-CUDA 3.0 был разработан метод и специализированный язык интерфейсных функций. Интерфейсные функции позволяют в рамках метода Монте-Карло описывать произвольные сложные граничные условия на соприкасающихся (и не соприкасающихся) фрагментах активной зоны. В ПК произвольные интерфейсные функции, задаваемые пользователем, преобразуются из деревьев выражений в специализированный байткод, который может быть эффективно выполнен конечным автоматом на вычислительном устройстве, используемом для моделирования переноса нейтронов, например, на графических процессорах.

Реализованная в ПК методология интерфейсных функций позволяет моделировать перенос нейтронов в реакторе в различном числе групп, совмещать детальные по геометрии и квазигомогенные расчеты, а также и реализовывать широкий спектр не стандартных моделей переноса. В частности, есть возможность моделировать выгорание топлива в гетерогенных фрагментах с различными граничными условиями, строить нестандартные библиотеки констант, комбинировать различные типы моделей для фрагментов реактора и системы в целом.

В докладе обсуждаются классы задач, которые могут быть решены с использованием метода интерфейсных функций. Приводятся результаты применения метода к различным прикладным задачам. Рассматриваются подходы к сшивке детального и малогруппового описания фрагментов системы. Рассматривается возможность моделирования физически большого реактора с использованием балансной полиячеечной модели. Приводятся результаты моделирования выгорания топлива РБМК-1000 в нестандартном окружении, которое задается с помощью балансной гетерогенной полиячейки. Обсуждаются результаты анализа и оптимизации параметров проектируемой канальной графитовой реакторной установки с использованием модели гетерогенной многогрупповой детальной по геометрии балансной полиячейки.

Итоги разработки и валидации универсального инженерного программного комплекса MNT-CUDA 3.0 для моделирования переноса нейтронов групповым методом Монте-Карло на GPU

Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., Варфоломеева В.А., Андрианова О.Н., Аряпов И.Р., Дружинин В.Е., Плеханов Р.В.

АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: нейтронно-физический расчет, групповое приближение, метод Монте-Карло, MNT-CUDA, графические процессоры, архитектура программ, программный комплекс

В 2025 году завершился комплекс работ по созданию, верификации и валидации нового универсального инженерного программного комплекса (ПК) MNT-CUDA. ПК позволяет моделировать перенос нейтронов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении. Отличительной особенностью нового ПК являются широкие возможности по моделированию геометрии в сочетании с возможностью выполнять расчеты на современных эффективных вычислительных платформах, включая графические процессоры. Реализованная в ПК методология интерфейсных функций позволяет моделировать перенос нейтронов в реакторе в различном числе групп, совмещать детальные по геометрии и квазигомогенные расчеты, а также реализовывать широкий спектр не стандартных моделей переноса. ПК нацелен на эффективное решение широкого круга инженерных задач расчетной поддержки проектирования и эксплуатации реакторов, моделирования топливных циклов и др. и совмещает в себе универсальность с точки зрения рассчитываемых систем и возможность реализации простых инженерных моделей. Использование графических процессоров позволяет внедрить сложную модель переноса нейтронов (многогрупповое приближение, детальная геометрия, метод Монте-Карло) в практику расчетной поддержки эксплуатации АЭС, например, в отделах ядерной безопасности АЭС, без потребности в дорогостоящих суперкомпьютерах или уменьшить расходы на аппаратные средства на два порядка.

В докладе обсуждаются проблемы, возникавшие при разработке нового универсального ПК и пути их решения. Обсуждаются требования к современным универсальным ПК, вопросы архитектуры, языковой подход к построению модулей и обеспечению взаимодействия с комплексом. Рассматриваются вопросы настройки моделей на прецизионные расчеты и экспериментальные данные. Приводятся краткие результаты верификации и валидации на расчетах НФХ реактора РБМК-1000 и экспериментальных системах с тепловым и быстрым спектром нейтронов (сборки ZR6 и БФС).

Генерация конфигураций активной зоны АЭС в процессе протекания тяжелой аварии для проведения расчета в программе TDMCC

Молоскин А.Е.[1, 2], Даниэль А.В.[1], Ванюшин П.А.[1, 2], Ивков М.И.[1, 2], Анищенко А.М.[1]

[1] АО «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург

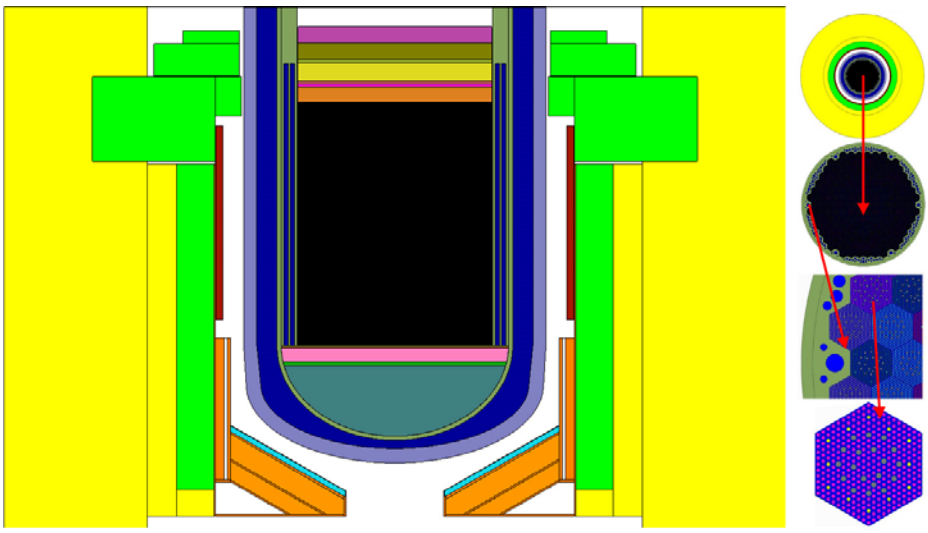
[2] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого», Санкт-Петербург

Ключевые слова: активная зона, геометрия, тяжелая авария, разрушение, ядерная безопасность, подкритичность, метод Монте-Карло, TDMCC, XML

В докладе представлен актуальный комплексный подход к обоснованию ядерной безопасности реакторной установки в процессе развития тяжелой аварии, которое сопровождается тепловым и механическим разрушением элементов активной зоны. Геометрия активной зоны реактора претерпевает существенные изменения, проходя через последовательность деградированных состояний.

На каждом из этих этапов деградации активной зоны актуальным является подтверждение исключения возможности реализации повторной критичности, которая может существенно усугубить последствия аварии. Расчеты критичности столь сложных гетерогенных и нерегулярных систем требуют применения прецизионных программных средств, в число которых входит программа TDMCC, реализующая расчет по методу Монте-Карло.

Ключевой проблемой моделирования тяжелой аварии является необходимость описания стохастической геометрии для множества промежуточных состояний активной зоны. Для решения этой задачи предлагается гибкий подход к параметризации с использованием языка XML, что позволяет унифицировать и автоматизировать процесс генерации входных файлов. Пример получаемой геометрии представлен на рисунке: показанное состояние используется для верификации программы.



Пример модели реактора в исходном состоянии

Помимо потребности в задании геометрии, существует также потребность корректного задания изотопного состава разрушаемой зоны. В рамках предлагаемого подхода обеспечивается автоматизированный доступ к базе данных, содержащей инфор-

мацию о нуклидном составе всех типов используемых ТВС в зависимости от их глубины выгорания и данные по глубине выгорания каждой ТВС на начало и конец отдельных топливных кампаний.

Реализованный инструментарий позволяет проводить многовариантные нейтронно-физические расчеты. Данный подход, используемый в АО «Атомэнергопроект», обеспечивает поиск наиболее консервативных конфигураций.

Использование ПК «Виртуальная АЭС» для расчетного обоснования технического решения по применению электропривода клапанов БРУ-К для АЭС с ВВЭР

Молоскин А.Е.[1, 2], Ивков М.И.[1, 2], Гаврилов М.В.[1, 2], Анищенко А.М.[1]

[1] АО «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург

[2] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого», Санкт-Петербург

Ключевые слова: виртуальная АЭС, виртуальный энергоблок, БРУ-К, электропривод, гидропривод, валидация

Проведенное исследование выполнено в рамках обоснования технического решения о замене привода клапанов MAN11, 12, 21, 22, 31, 32, 41, 42AA240 с гидропривода (время хода от 0 % до 70 % – 2,5 с) на электропривод (время хода от 0 % до 70 % – 6 с). При этом пропускная способность регулирующих клапанов предполагается без изменений.

Для проведения комплексных расчетов и обоснований безопасности в АО «Атомэнергопроект» разработан ПК «Виртуальная АЭС», на базе которого создана комплексная модель по проекту АЭС-2006 – виртуальный энергоблок (ВЭБ).

ВЭБ включает в себя следующие модели:

– модель первого контура (реактор, главный циркуляционный контур, главные циркуляционные насосные агрегаты, компенсатор давления, парогенераторы);

– модель второго контура и паротурбинной установки (система свежего пара, система байпаса турбины);

– модели вспомогательных систем (система подпитки и борного регулирования, система очистки теплоносителя первого контура, система хранения теплоносителя, система подачи чистого конденсата, система хранения борированной воды);

– модели систем безопасности (система отвода остаточного тепла, система аварийного впрыска низкого давления);

– модель алгоритмов системы контроля и управления, включая системы нормальной эксплуатации и системы безопасности.

Была проведена валидация базовой расчетной модели на результатах испытаний рассматриваемого режима в ходе пусконаладочных работ, проведенных на втором энергоблоке ЛАЭС-2 от 12.02.2021. По результатам валидации получено отклонение расчетного значения давления в ПГ 1-4 от значений, полученных во время испытаний, на 1 %, что приемлемо для рассмотрения внедряемого решения.

Для обоснования возможности замены привода клапана в модель были внесены соответствующие поправки, характеризующие параметры нового привода, после чего был повторен расчет режима работы энергоблока при сбросе паровой нагрузки турбогенератора закрытием стопорных клапанов с работой БРУ-К на уровне мощности 100 %. Результаты сравнительных расчетов приведены на рисунках 1 и 2.

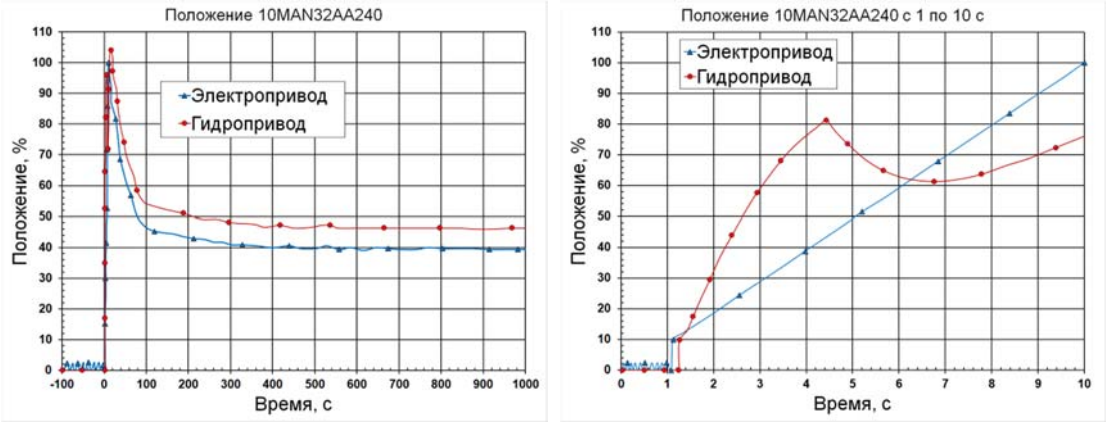


Рис. 1. Положение РК БРУ-К

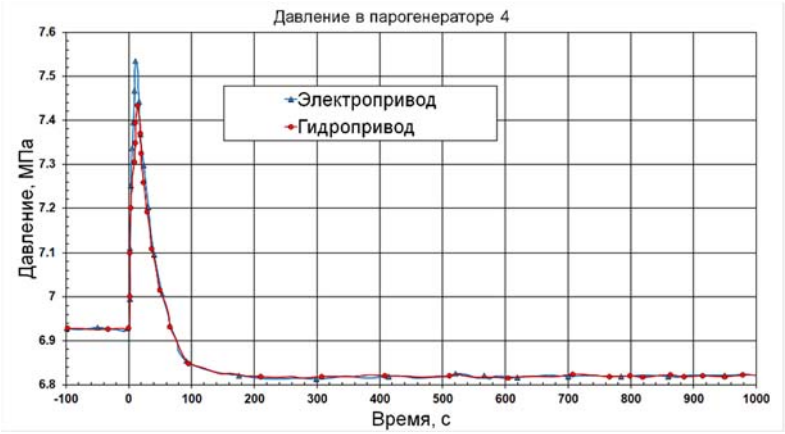


Рис. 2. Давление пара (избыточное) в парогенераторе 4

По результатам исследования можно отметить, что внедрение электропривода взамен гидропривода приводит к увеличению пикового значения давления в парогенераторах на величину порядка 0,1 МПа. Тем не менее, такой рост не приводит к достижению аварийной уставки по давлению и открытию БРУ-А.

Дополнительно с помощью вариации времени хода клапана в процессе расчета было определено максимальное время хода клапанов БРУ-К от закрытого положения до открытого положения, не приводящее к достижению аварийной уставки по давлению и открытию БРУ-А. Максимальное время хода составило 14,25 с.

Полученные результаты могут свидетельствовать о целесообразности предполагаемой замены. Для уточнения результатов и уменьшения степени консерватизма возможно выполнение дополнительных расчетов, требующих новых данных пусконаладочных работ.

Исследование влияния угловой дискретизации на коэффициент размножения в задаче переноса нейтронов методом дискретных ординат в COMSOL Multiphysics

Михайлова А.В., Каныгин М.А., Волков Ю.Н.

НИЯУ «МИФИ», Москва

Ключевые слова: метод дискретных ординат, COMSOL Multiphysics, уравнение переноса нейтронов, эффективный коэффициент размножения, бенчмарк TWIGL

Одним из широко применяемых подходов для решения уравнения переноса является метод дискретных ординат (SN-метод), основанный на дискретизации углового пространства и решении системы уравнений для конечного набора направлений движения нейтронов.

В рамках данного исследования в программном комплексе COMSOL Multiphysics разработана модель детального переноса нейтронов в прямоугольной системе координат, основанная на методе дискретных ординат, оценка корректности работы которой выполнена с использованием бенчмарка TWIGL. Многогрупповое уравнение переноса нейтронов в Sn-приближении решается в COMSOL с использованием интерфейса дифференциальных уравнений в частных производных в коэффициентной форме. Постановка вакуумных граничных условий осуществляется в слабой форме уравнения, что позволяет корректно учитывать входящие в расчетную область потоки нейтронов.

В рамках работы рассматривается двухгрупповая 2D-модель реактора типа LWR без отражателя с тремя физическими зонами. Модель имеет зоны с тремя отличающимися составами. Исследуется влияние порядка угловой дискретизации на результаты расчета. Для этого были рассмотрены различные наборы дискретных ординат, соответствующие различному числу направлений движения нейтронов. Для каждого набора и ряда пространственных сеток проводился расчет эффективного коэффициента размножения и анализировалось пространственное распределение потока в расчетной области.

Полученные результаты позволяют судить о принципиальной возможности и точности реализованной модели. По итогам работы сформулированы практически значимые выводы, касающиеся перспектив расширения использования модели на более сложные геометрические конфигурации, а также ее дальнейшего развития в составе мультифизических постановок. Расхождение в расчетах эффективного коэффициента размножения с бенчмарком не превышает 0,6 %.

Результаты расчетов экспериментов Jasper Radial Shield по программе FRIGATE с библиотекой РОСФОНД-2020.2

Тарасов А.Ю., Николаев А.А.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

В настоящее время, в рамках общего курса в отрасли на импортозамещение, в АО ОКБ »ГИДРОПРЕСС» происходит внедрение отечественной константной базы на основе оцененных ядерных данных РОСФОНД-2020.2 для расчетов радиационной защиты быстрых реакторов. Библиотека констант разработана АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и включает в себя данные для 200 нейтронных 47 гамма-групп. Целью настоящей работы является валидация данной библиотеки в задачах переноса нейтронов на серии защитных экспериментов Jasper Radial Shield (далее JASPER) из сборника SINBAD-2010.

Защитные композиции в серии экспериментов JASPER соответствуют внутрикорпусной радиационной защите, проектируемым в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» быстрым реакторам, по составам материалов и их толщине. В экспериментах JASPER произведены измерения потока нейтронов в широком диапазоне энергий за счет использования сферических пропорциональных счетчиков (заполненные газом BF3) с набором полиэтиленовых экранов различных диаметров (от 7,6 см до 25,0 см). Погрешность измерений составляла ± 15 %.

Расчеты выполнялись с использованием DSN-программы FRIGATE с применением ранее разработанного и опробованного приема представления поверхностного углового источника в виде объемного углового в малой области. В таблице представлены результаты расчетов для детектора с полиэтиленовым экраном диаметром 12,7 см характеризующего измерения полного потока нейтронов.

Результаты расчета JASPER с применением РОСФОНД-2020.2

Обозначение серии экспериментов	Материалы защитной композиции	Толщина материалов, см		Отношение результатов расчета к экспериментальным значениям, разы
		от	до	
IIA – IID	Сталь	1,90	29,33	1,12 – 1,15
	Карбид бора	15,62	47,69	
IIIA – IIIE	Сталь	1,90	26,62	1,08 – 1,13
	Карбид бора	5,62	16,40	
IVA – IVF	Сталь	1,90	43,51	1,01 – 1,14
	Карбид бора	15,62	15,62	
	Графит	10,16	40,64	
VIA – VIF	Сталь	1,90	1,90	0,85 – 1,05
	Графит	10,16	60,96	
VIIA – VIIC	Сталь	1,90	52,62	1,07 – 1,13
	Карбид бора	15,62	15,62	

Расчет с использованием групповых констант на базе РОСФОНД-2020.2 согласуется с экспериментальными данными в границах погрешности экспериментов, что допускает использование импортозамещенной библиотеки констант для расчетов внутрикорпусной радиационной защиты быстрых реакторов.

FRIGATE: BRANDER блок активации, трансмутации материалов и расчета радиационных характеристик

Юрин В.А., Николаев А.А.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Для обеспечения радиационной безопасности и проектирования радиационной защиты необходимо проведение расчета, в рамках которого проводится моделирование переноса и пространственно-энергетического распределения плотностей потоков нейтронов, на основе полученного распределения определяется наведенная активность реакторных материалов, выгорания и трансмутации ядерного топлива, радиационные характеристики которых являются, в частности, исходными данными для переноса распадного фотонного излучения образовавшихся радионуклидов.

Решение задач моделирования переноса и пространственно-энергетического распределения плотностей потоков излучений в РУ с СВТ выполняется по программе FRIGATE, разработанной в АО ОКБ ГИДРОПРЕСС. Для реализации возможности решения задач с использованием программы FRIGATE по расчету наведенной активности реакторных материалов, выгорания и трансмутации ядерного топлива, а также для расчета радиационных характеристик в программе FRIGATE был реализован блок BRANDER.

Верификация и валидация FRIGATE проведена с использованием групповых констант на основе отечественной библиотеки оцененных ядерных данных РОСФОНД2020.2 (решение задач расчета переноса и пространственного распределения полей излучений), современной отечественной активационной библиотеки на базе ядерных данных РОСФОНД2020.2 (в части актинидов и продуктов деления) и активационной библиотеки EAF-2010 (в части реакторных материалов), библиотеки распадных данных ENDF/B-VIII.0 (в части расчета радиационных характеристик). Для верификации и валидации программы FRIGATE были подобраны следующие задачи:

– расчет остаточных тепловыделений ядерного топлива;
– расчет изменения нуклидного состава ядерного топлива в реакторе БН-350;
– расчет наведенной активности конструкционных элементов ТВС в реакторе PWR;
– кроссверификация результатов расчета с программой FISPACT-II (активационная библиотека – TENDL-2014) в части наведенной активности и радиационных характеристик химических элементов, облученных в спектре нейтронов, соответствующем спектру нейтронов активной зоны реактора Superphenix;
– кроссверификация с программным комплексом SCALE 6.1.2 (библиотека ENDF/BVII.0 для решения задач расчета переноса и пространственного распределения полей излучений и активационная библиотека на основе JEFF-3.0/A) для расчета задачи, моделирующей активную зону и радиационную защиту РУ с СВТ, с переносом излучения, выгоранием и активацией ядерного топлива и реакторных материалов РУ с СВТ. В ходе кроссверификационных расчетов изменения нуклидного состава ядерного топлива оценивалась методическая составляющая погрешности программы FRIGATE путем сравнения с программным комплексом SCALE 6.1.2 при одинаковых цепочках ядерных превращений и константной базе.

Результаты проведенной верификации и валидации показали, что:

1) результаты расчета BRANDER в методической части совпадают с результатами расчетов по программному комплексу SCALE 6.1.2;

2) полученные максимальные отклонения результатов расчета по программе FRIGATE от реперных значений составили для следующих функционалов:

– активности топливных актинидов ± 6 %;

– остаточного тепловыделения облученного ядерного топлива от –10 % до 13 %;
– интенсивности гамма-квантов облученного ядерного топлива от –11 % до 22 %;
– активности облученных реакторных материалов от –23 % до 17 %.

Уравнение для ценности столкновений нейтронов при решении задач переноса нейтронов в реакторе

Селяков Д.А., Тебин В.В.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: интегральное уравнение, ценность столкновений, нодальный метод, реактор PWR, пакет САПФИР

В отделе анализа ядерной безопасности объектов использования атомной энергии (ОАЯБ ОИАЭ) ведутся работы по разработке программы САПФИР-Р для математического моделирования выгорания топливных загрузок в реакторе ВВЭР с учетом обратных связей и прямым расчетом изотопного состава (без предварительного расчета со средними параметрами состояния активной зоны). Программа первой версии использует метод Монте-Карло для нейтронно-физического расчета активной зоны. С учетом требуемого числа итераций по обратным связям, время расчета полной активной зоны становится неприемлемым.

Для замены метода Монте-Карло в программе САПФИР-Р более быстродействующей методикой разрабатывается новая программа ACD26 нодального типа.

В программе ACD26 реализуется метод Ценности Плотности Столкновений (ЦПС), который основан на интегральной формулировке условно-критического уравнения баланса для плотности столкновений нейтронов. В сопряженном уравнении для баланса плотности столкновений нейтронов берется источник, состоящий из вероятностей поглощения и утечки. Для указанного источника решение сопряженной задачи известно. В качестве утечки используется приближенное выражение. Вводится коэффициент поправки для вероятности остаться в рассматриваемой среде. С учетом введенной поправки определяется решение прямого уравнения для определения средних потоков. На основе средних потоков строятся нодальные функции без жесткой сшивки на границах. При минимальных разрывах потоков на границах расчет считается завершенным, и программа определяет эффективный коэффициент размножения рассматриваемой среды.

В работе приведено описание международного расчетного бенчмарка, основанного на квадратной активной зоне реактора типа PWR, в котором приняли участие 9 групп специалистов из разных стран. В тесте указаны результаты, полученные по 12 программам.

Произведен расчет первой части международного теста по 26-групповым программам ACD26 и XT26 (метод Монте-Карло) комплекса САПФИР-2006. Результаты сравнены с приведенными в тесте. Расхождение в эффективном коэффициенте размножения, полученным по программе ACD26, в сравнении с расчетом по MCNP на основе библиотеки ENDF/B-VII.1 составляет 0,3 %. Расхождение между программами XT26 и MCNP на основе той же библиотеки составляет 0,1 %.

Время, затрачиваемое на расчет активной зоны реактора PWR по программе XT26, составляет 8 часов, в то время как по ACD26 временные затраты на расчет составляет около 30 секунд.

Анализ алгоритмов оптимизации в условиях задач расчета радиационной защиты

Исаченков И.А., Пышко А.П.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: радиационная защита, ослабление излучения, оптимизация, массогабаритные характеристики

Оптимизация характеристик радиационной защиты, в частности, космических ядерных энергетических установок (КЯЭУ), необходима ввиду наличия строгих ограничений, как со стороны дозовых нагрузок, так и со стороны массы и габаритов установки. Задача поиска оптимального облика характеризуется высокой сложностью из-за большого числа варьируемых параметров и значительной вычислительной стоимостью расчетов. При решении определенных составляющих данной задачи большую эффективность могут показывать конкретные методы оптимизации. В задачах выбора материалов и толщин защитных слоев широко используются методы эволюционного поиска, например, генетический алгоритм и метод роя частиц, а поиск оптимального профиля защиты проводится путем разбиения поверхности защиты на отдельные элементы, дающие вклад в общую дозу.

В работе рассматривается применение оптимизационных алгоритмов при решении задач расчета радиационной защиты КЯЭУ. Внимание уделяется сравнительному анализу различных классов алгоритмов с точки зрения сложности их настройки под конкретные задачи, эффективности, требований к вычислительным ресурсам, а также применимости в целом. Анализируются как классические методы оптимизации, так и современные стохастические, популяционные и алгоритмы глобального поиска. Рассматривается целесообразность применения различных алгоритмов в зависимости от особенности конкретной задачи.

Конструкции охлаждаемых ловушек нейтронов

Исаченков И.А., Шкарупа И.Л., Иванов А.С.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: ловушка холодных нейтронов, замедление нейтронов, сечения ядерных реакций, наработка радиоизотопов, хладагенты

Широко распространено применение радиоизотопов, получаемых в ядерных реакторах. В основном, такие изотопы образуются в результате реакции радиоактивного захвата нейтронов. Сечение захвата значительно зависит от энергии нейтрона, и, как правило, при уменьшении энергии сечение ядерной реакции увеличивается. Средняя энергия тепловых нейтронов зависит от температуры замедлителя. Таким образом, для уменьшения энергии нейтронов и, соответственно, для увеличения сечения реакции захвата и скорости наработки может применяться ловушка холодных нейтронов. В ловушках замедлитель охлаждается хладагентом.

При моделировании процесса теплообмена использовалась двухмерная геометрия. Расчетная модель включает: объём для мишени, оболочку мишени из циркония; замед-

литель из гидрида лития, в котором находятся 6 U-образных трубок, заполняемых хладагентом (расчёты проводились для хладагентов: гелий, водород, неон, азот, аргон, кислород, метан, криптон, углекислый газ, аммиак, угарный газ, закись азота); затем теплоизоляцию из ТЗМК; оболочку из циркония и внешний слой воды. Все оболочки, разделяющие материалы, выполнены из циркония.

В качестве граничных условий были заданы температура на внутренней поверхности охлаждающих трубок (температура испарения хладагента), а также температура на внешней стенке теплоизоляции – температура воды. Цель расчета – определение плотности теплового потока, а также расход каждого из хладагентов.

Для расчета использовались константы из встроенных в COMSOL библиотек материалов.

В работе рассмотрены различные конструктивные исполнения ловушек холодных нейтронов и проведен их сравнительный анализ. Анализ проведен как относительно нейтронно-физических характеристик, так и с точки зрения теплообмена и экономического выхода. Для сравнения проведены серии аналитических и прецизионных расчетов скорости наработки и теплопереноса в зависимости от используемых материалов и размеров ловушки. На основе полученных данных сделана технико-экономическая оценка различных вариантов конструкции, хладагентов и целесообразности применения такого подхода к наработке изотопов в целом.

Моделирование изменения сигнала детекторов прямого заряда с использованием ПС КИР-С на основе экспериментальных данных для реактора АРГУС

Краснова К.М., Иоаннисиан М.В., Дьячков И.И., Писарев А.Н., Шикалов В.Ф.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: метод Монте-Карло, КИР-С, верификация, реактор АРГУС, детектор прямого заряда, математическое моделирование

Детекторы прямого заряда (ДПЗ) являются неотъемлемым элементом систем внутриреакторного контроля исследовательских и энергетических реакторов, обеспечивая непрерывный мониторинг нейтронно-физических характеристик активной зоны. Повышение требований к точности восстановления пространственно-временного распределения энерговыделения определяет необходимость верификации расчетных методик, моделирующих отклик ДПЗ в переходных режимах.

В докладе представлены результаты моделирования нестационарных нейтронно-физических процессов в растворном исследовательском реакторе АРГУС (НИЦ «Курчатовский институт») с использованием программного средства КИР-С на основе метода Монте-Карло. Используются экспериментальные данные по изменению показаний ДПЗ с родиевым эмиттером в ходе нестационарного процесса, вызванного изменением положений регулирующих стержней. В результате расчёта по программе КИР-С получены изменения скорости радиационного захвата в области детектора, а его сигнал восстанавливается с использованием математической модели родиевого эмиттера.

Работа выполнена с использованием оборудования центра коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» (http://ckp.nrcki.ru/).

Секция 3.
Разработка и верификация программ нейтронно-физических расчётов РУ

Статус «MCU-6»

Архангельский Д.М., Бикеев А.С., Гуревич М.И., Дайченкова Ю.С., Калугин М.А., Кузнецов А.Н., Марин С.В., Никулин М.Ю., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сергеев Г.С., Шкаровский Д.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: MCU, Монте-Карло, шестое поколение, эволюционное развитие, оптимизация кода, новые возможности, ускорение счёта

За прошедшие годы метод Монте-Карло получил своё дальнейшее развитие как в теоретическом, так и в прикладном аспектах. Созданы реализующие метод Монте-Карло программы, использующие колоссальный объём накопленной информации о взаимодействии различного вида излучений с веществом. С развитием вычислительной техники такие программные средства находят широкое применение в области, связанной с проектированием, эксплуатацией, обоснованием ядерной и радиационной безопасности ядерных реакторов и других объектов использования атомной энергии.

Семейство программ MCU на протяжении нескольких десятилетий развивается как высокоточный инструмент моделирования переноса нейтронов, фотонов и заряженных частиц методами Монте-Карло. Эти программы успешно применяются для решения широкого спектра прикладных и исследовательских задач в атомной отрасли. Сегодня различные версии MCU применяются более чем в сорока отраслевых институтах и университетах.

Пятое поколение программ (MCU-5) стало логическим завершением большого этапа формирования модульной архитектуры пакета, включающего физический, геометрический, транспортный, регистрационный модули, модуль источников и модуль выгорания, а также развитую библиотеку оценённых ядерных данных. MCU-5 поддерживает параллельные вычисления (MPI), непрерывное слежение за энергией нейтрона, использование поточечных сечений, описание систем со сложной трёхмерной геометрией и двойной гетерогенностью, расчёт широкого набора функционалов и моделирование выгорания топлива.

Шестое поколение (MCU-6), разработанное в 2012–2025 годах коллективом авторов данного доклада, представляет собой результат глубокой эволюционной переработки MCU-5. Главным достижением стало многолетнее целенаправленное улучшение и оптимизация исходного кода, что позволило существенно сократить время расчёта и использование оперативной памяти. В сочетании с ростом вычислительных возможностей это сделало осуществимыми на практике расчёты полномасштабных активных зон реакторов с учётом обратных теплофизических связей и выгорания топлива на протяжении всей кампании.

В новом поколении реализован ряд новых моделей, алгоритмов и существенно расширены функциональные возможности программ.

В физическом модуле реализована возможность использования формата ядерных данных ACE без дополнительной обработки, доплеровское уширение микроскопических сечений в области разрешённых резонансов непосредственно в ходе расчёта, метод вероятностных таблиц для неразрешённых резонансов, генерация керма-факторов, рождение нейтронов в (γ,n)-реакциях, а также новые подмодули рождения и переноса фотонов, электронов и позитронов на основе современных библиотек. Добавлены средства автоматической работы с материалами: преобразование химических элементов в природный нуклидный состав, пополняемая библиотека веществ, иерархическое размножение блоков материалов, расчёт масс и нуклидного состава как отдельных материалов, так и системы в целом.

В новой версии геометрического модуля снято ограничение на размерность сетей и решёток, добавлены новые типы тел-примитивов, трёхуровневая иерархия вложенности и возможность поворота решёток.

В модуле источников реализованы составные спектры и сохранение фазовых координат нейтронов последнего поколения для последующего использования в расчётах.

В регистрационном модуле реализованы независимые от основной геометрии сетки различной формы (треугольной, прямоугольной, шестиугольной, цилиндрической, сферической и тетраэдральной), оценки поверхностных потоков частиц, точечные и кольцевые детекторы, расчёт мощности эквивалентной дозы, усовершенствованный алгоритм расчёта энерговыделения и другие возможности.

Существенно переработан модуль выгорания: реализован комбинированный алгоритм, нормировка по интенсивности источника, расчёт равновесных концентраций ряда нуклидов, моделирование процессов непрерывной очистки и подпитки материалов в жидкосолевых реакторах, выполнение всей цепочки «выгорание – выдержка – расчёт радиационных характеристик» в рамках одного запуска и обмен данными с другими модулями через оперативную память.

Разработан теплофизический модуль, обеспечивающий итерационный учёт обратных связей по температуре топлива, температуре и плотности теплоносителя, а также ксеноновому отравлению.

Обновлена визуализация входных и выходных данных MCU с учётом новых физических, геометрических и регистрационных возможностей программ.

Таким образом, если пакет MCU-5 являлся инструментом высокоточного моделирования отдельных состояний активной зоны и тепловыделяющих сборок, то MCU-6 стал инструментом расчёта всей реакторной установки с учётом выгорания топлива и обратных связей, что позволило значительно увеличить практическое применение программ при проектировании, эксплуатации, обосновании ядерной и радиационной безопасности ядерных реакторов и других объектов использования атомной энергии.

В докладе также обозначены ключевые направления дальнейшего развития проекта, формирующие облик седьмого поколения программ: развитие средств автоматизированного построения геометрии и материалов, поддержка тетраэдральных (симплексных) сетей для описания сложной геометрии, реализация моделирования переноса протонов и альфа-частиц, создание единого физического модуля для всего энергетического диапазона, реализация метода, позволяющего без каких-либо изменений в моделировании практически исключить смещение в оценке k_{eff} и получить надёжное значение его статистической погрешности, разработка нового модуля выгорания на основе метода рациональной аппроксимации Чебышева экспоненты матрицы, расширение возможностей постобработки и визуализации результатов. Особое внимание планируется уделить дальнейшей оптимизации структуры и исходного кода модулей для сокращения общего времени расчёта.

Комбинированный алгоритм моделирования выгорания поглотителей в нейтронно-физических расчётах методом Монте-Карло

Бикеев А.С., Калугин М.А., Пименова Д.А., Шкаровский Д.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: MCU, Монте-Карло, выгорание, нуклидная кинетика, комбинированный алгоритм, выгорающий поглотитель, гадолиний, ускорение расчёта

В процессе расчёта выгорания активных зон, содержащих внетопливные выгорающие поглотители с очень большими микроскопическими сечениями поглощения нейтронов (гадолиний, бор, гафний и др.), наблюдается выраженный эффект пространственной и резонансной самоэкранировки. Он приводит к крайне неоднородному выгоранию поглотителя – от периферии к центру стержня или таблетки.

Для адекватного описания этого процесса при использовании стандартного алгоритма выгорания приходится существенно уменьшать временной шаг и значительно увеличивать число радиальных зон разбиения поглотителя. Это приводит к многократному росту времени моделирования, что особенно критично при решении уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло в полномасштабных моделях активных зон.

В работе приведено описание комбинированного алгоритма расчёта выгорания, основанного на раздельном расчёте изменения нуклидного состава топлива и поглотителя. Нуклидный состав топлива рассчитывается в модуле выгорания, тогда как изменение концентраций нуклидов поглотителя моделируется непосредственно на этапе решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло – через учёт каждого акта поглощения нейтрона.

Алгоритм реализован в виде нового подмодуля BRGYMS в составе программы MCU, что устраняет необходимость использования специализированных версий кода и дополнительных входных файлов. Программа MCU предназначена для решения уравнений переноса нейтронов, фотонов и заряженных частиц в трёхмерных системах аналоговыми и весовыми методами Монте-Карло. Подмодуль BRGYMS обеспечивает контроль корректности входных данных, выполняет оценку эффективной энергии и числа нейтронов на одно деление на каждом шаге расчёта, позволяет моделировать режимы работы на переменной мощности и поддерживает применение весовых методов Монте-Карло с индивидуальной ценностью нейтронов для различных материалов.

В BRGYMS реализованы две расчётные схемы: с одним и с двумя этапами решения уравнения переноса нейтронов в пределах одного временного шага.

Для тестирования и апробации метода разработана модельная задача выгорания шестигранной полиячейки с центральным гадолиниевым стержнем, разбитым на 80 кольцевых зон. Проведена серия расчётов с различными шагами по времени как с использованием стандартного алгоритма, так и комбинированного метода.

Показано, что при шаге 1 МВт·сут/кгТМ использование комбинированного алгоритма с двухэтапной схемой обеспечивает совпадение результатов по эффективному коэффициенту размножения нейтронов с реперным расчётом в пределах статистической погрешности при сокращении общего времени моделирования примерно в пять раз. При шаге 4 МВт·сут/кгТМ время моделирования уменьшается приблизительно в двадцать раз при незначительном росте отклонений результатов. Одноэтапная схема даёт ещё большее ускорение, но сопровождается некоторым увеличением методической погрешности, поэтому её целесообразно использовать для экспресс-оценок нейтронно-физических характеристик рассматриваемых систем.

Применение программы MCU с подмодулем BRGYMS позволяет существенно повысить эффективность расчётов выгорания систем с внетопливными поглотителями без потери требуемой точности. В настоящее время данный инструмент успешно используется для моделирования выгорания активных зон транспортных реакторов.

Верификация расчетов нейтронно-физических характеристик модели критической сборки стенда АСТРА с использованием OpenMC

Кудрявцева А.С., Синегрибов С.В., Киркин А.М.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, АСТРА, TRISO, OpenMC, нейтронно-физические расчеты, эффективность поглощающих стержней

В Российской Федерации в рамках Концепции развития водородной энергетики, утвержденной распоряжением Правительства Российской Федерации от 05.08.2021 № 2162-р, предусматривается реализация проекта атомной энерготехнологической станции с высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами (ВТГР). В настоящее время реакторы типа ВТГР на территории Российской Федерации не эксплуатируются, в связи с чем отсутствует достаточный опыт их нормативного регулирования и проведения оценки безопасности.

Указанное приводит к необходимости создания специализированного расчетного инструментария для анализа корректности обоснования безопасности принятых технических решений и оценки их соответствия требованиям федеральных норм и правил в области использования атомной энергии с целью оказания научно-технической поддержки уполномоченному органу государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

С целью подготовки к созданию такого инструментария в ФБУ «НТЦ ЯРБ» была проведена работа по валидации программы для ЭВМ OpenMC (версия 0.15.2) с библиотекой ядерных данных ENDF/B-VII.1 для проведения нейтронно-физических расчетов для реакторов типа ВТГР. В рамках валидации моделировались четыре конфигурации сборок на критическом стенде АСТРА, учитывающие особенности прототипа реактора ВТГР (ГТ-МГР), с различными высотами активной зоны (179,4, 214,1, 320 см) без верхнего торцевого отражателя и с высотой активной зоны 320 см и толщиной верхнего торцевого отражателя 101,6 см. Кроме того, конфигурации сборок отличаются положениями стержня ручного регулирования и неизвлекаемых поглощающих стержней по высоте канала активной зоны.

При оценке нейтронно-физических параметров рассматривались различные способы моделирования TRISO-частиц в шаровом твэле: распределение случайным образом и в регулярной решетке. В рамках сравнительного анализа продемонстрировано, что значение $K_{эф}$ для модели с размещением TRISO-частиц в шаровом твэле по регулярной решетке превышает критическое значение на 0,51 %. При размещении частиц стохастическим образом рассчитанное значение $K_{эф}$ отличается ниже критического значения на 0,04 %. В связи с необходимостью использования консервативного подхода при моделировании всех конфигураций сборок в OpenMC принято распределение TRISO-частиц в шаровом твэле по регулярной решетке.

В рамках валидации проведена оценка эффективности одиночных стержней и их комбинаций. Для первой конфигурации установлено, что максимальное отклонение между расчетными и экспериментальными значениями составляет 1,3% для одиночных стержней, 1,2 % – для комбинации из двух стержней, 0,2 % – для трех стержней, 0,1 % – для четырех стержней и 0,4 % – для шести стержней. Для остальных конфигураций экспериментальные данные приведены только для эффективности одиночных поглощающих стержней. Максимальные отклонения расчетных значений от экспериментальных для конфигураций 2, 3, 4 составили 2,4 %, 2,8 % и 1,3 % соответственно.

Полученные в рамках валидации результаты расчетов с использованием разработанных в программе для ЭВМ OpenMC моделей критических конфигураций сборок ГТ-МГР продемонстрировали хорошую согласованность с экспериментальными данными и подтвердили корректность приближений, принятых при моделирования нейтронно-физических процессов, что свидетельствует о возможности применения программы для ЭВМ OpenMC для последующей оценки нейтронно-физических параметров реакторов типа ВТГР.

Верификация программного средства MSR-NODES применительно к ЖСР малой и большой мощности

Колобовников И.П., Куприянов К.С., Фейнберг О.С., Игнатьев В.В.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: жидкосолевой реактор, циркулирующее жидкое топливо, ARE, системный код, кроссверификация, валидация, переходные процессы, 3D и 1D моделирование, мультифизическое моделирование, нейтронная кинетика

В рамках развития технологий замыкания ядерного топливного цикла жидкосолевые ядерные реакторы (ЖСР) рассматриваются как одно из перспективных направлений обращения с плутонием и минорными актинидами из ОЯТ твердотопливных реакторов. Для обоснования проектных решений исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР) в НИЦ «Курчатовский институт» разрабатывается расчетный комплекс MULTIMSR, предназначенный для моделирования стационарных и переходных режимов работы реакторных установок данного типа. Одним из элементов комплекса является программное средство (ПС) MSR-NODES, в котором реализовано одномерное представление контуров реакторной установки и точечная модель нейтронной кинетики, адаптированная к особенностям ЖСР с циркулирующим топливом. Для подтверждения корректности реализованных моделей выполнены процедуры кроссверификации и валидации ПС MSR-NODES. Кроссверификация проведена на задаче моделирования переходного процесса в ЖСР большой мощности типа MOSART с а.з. полостного типа и циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов лития и бериллия, инициированного пуском насоса реакторного контура, путем сопоставления результатов MSR-NODES с расчетами, выполненными с использованием трехмерного мультифизического решателя. Валидация выполнена на основе экспериментальных данных, полученных на исследовательском ЖСР канального типа ARE (США) с циркулирующим топливом на основе расплавов солей фторидов натрия и циркония. Полученные результаты демонстрируют согласие расчетных и эталонных данных и подтверждают применимость кода MSR-NODES для моделирования переходных процессов в ЖСР.

Модернизация пакета САПФИР для расчетов в области термализации нейтронов

Жуков В.Д.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: анизотропия рассеяния, CDF, термализация, метод Монте-Карло, метод вероятностей первых столкновений, ВПС

Пакет САПФИР разрабатывался силами отдельных специалистов на территории Российской Федерации с конца 1970-х годов. Длительное время после создания группа сегментов, отвечающая за расчет интегральных величин, характеризующих тепловую область энергий нейтронов, не подвергалась изменениям. Причем во время написания данной части пакета САПФИР количество и качество ядерных данных было на порядок хуже, чем в настоящее время. Учет анизотропии рассеяния реализовывался буквально единственным приближением – транспортным, или же P1-приближением, так как единственной известной величиной в этом приложении были средние косинусы угла рассеяния, которые для подавляющего большинства изотопов вычислялись по тривиальной формуле $\mu = 2/3A$.

Для подробного учета анизотропии рассеяния нейтронов в области термализации нейтронов в пакете САПФИР в настоящее время предлагается использовать CDF (Cumulative Distribution Function) – кумулятивные плотности вероятности нейтрону рассеяться с определенным косинусом угла.

Внедрение методики учета анизотропии рассеяния в тепловой области на основе CDF потребовало комплексной модификации пакета САПФИР. На первом этапе был разработан формат рабочих библиотек ядерных данных, поскольку ранее использовавшийся формат не предполагал хранение принципиально новых типов данных. Помимо данных о рассеянии, формат был дополнен набором микроскопических ядерных сечений, необходимых для расчета.

На втором этапе совместно с автором программы GRUCON была проведена её модификация и составление алгоритма подготовки данных в новом формате, также была написана программа-конвертер для отдельных текстовых файлов в единую двоичную базу данных, использующую формат ТЕМБР-САПФИР.

На третьем этапе в пакет САПФИР была разработана группа сегментов для расчета интегральных характеристик методом вероятностей первых столкновений (ВПС) в тепловой области энергий. Помимо преобразований, связанных с CDF, была полностью упразднена необходимость в расчете микроскопических ядерных сечений внутри программы.

На заключительном на данный момент этапе CDF были использованы в специальном модуле, реализующем метод Монте-Карло для расчета исключительно в области термализации в 40 группах.

Приводятся результаты расчета нормированного потока нейтронов разными методами с учетом анизотропии и без нее для различных размножающих систем.

Представленные результаты являются частью исследования, направленного на совершенствование методов расчета нейтронных полей в тепловой области энергий. Дальнейшая работа будет сосредоточена на использовании новых данных об анизотропии рассеяния в приложении к методу ВПС.

Устойчивый алгоритм расчета одногруппового коэффициента диффузии в многозонной цилиндрической ячейке методом поверхностных псевдоисточников

Султанов Н.В.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: метод поверхностных гармоник, расчет, коэффициент диффузии, метод поверхностных псевдоисточников, кинетическое уравнение, нейтронные поля, ячейка ядерного реактора

В методе поверхностных гармоник, предназначенного для решения уравнения переноса нейтронов в активной зоне ядерного реактора, функция распределения раскладывается по пробным функциям. Первой пробной функцией является матрица поглощения и деления. Она ответственна за основные процессы (поглощение и деление), которые происходят внутри ячейки ядерного реактора. Для ее расчета удобно использовать метод поверхностных псевдоисточников для цилиндрических и кластерных ячеек ядерных реакторов. Второй пробной функцией является матрица коэффициентов диффузии. Она связана с процессами перетекания нейтронов из одной ячейки в другую. Она обычно рассчитывается в P2- и P4-приближениях метода сферических гармоник и методом поверхностных псевдоисточников. В тесных решетках с большим поглощением P2-P4-приближений может оказаться недостаточно, а метод поверхностных псевдоисточников, разработанный ранее, оказался неустойчив в расчете многозонных цилиндрических ячеек.

Разработана методика устойчивого расчета одногруппового коэффициента диффузии методом поверхностных псевдоисточников устранением расходящихся интегралов, которые находятся при расчете угловых моментов функций Грина при синусоидальных компонентах поверхностных псевдоисточников.

Далее разработан алгоритм матричной факторизации при решении одногруппового уравнения переноса нейтронов методом поверхностных псевдоисточников в GN-приближении

На основании разработанных алгоритмов написана программа КОДИФ для одногруппового расчета коэффициентов диффузии в цилиндрических ячейках ядерных реакторов.

По разработанной программе КОДИФ были рассчитаны три цилиндрические ячейки реактора РБМК. Результаты расчетов сравнивались с результатами расчетов, выполненные по программам ОРАР-Ц и ВЕНТ, которые используют неустойчивый метод поверхностных псевдоисточников и метод сферических гармоник в P2-P4-приближениях.

Разработанную программу КОДИФ предполагается использовать в комплексах WIMS-SH и SVL для устойчивого расчета малогрупповой матрицы коэффициентов диффузии в расчетах ядерных ректоров типа ВВЭР и РБМК.

Обеспечение возможности расчета переходной функции ДПЗ РУ типа ВВЭР в мелкосеточной программе

Мельникова М.С., Алешин С.С.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: ВВЭР, ДПЗ, ТВС-М 2007, ПЕРМАК 2007, потвэльный расчет, переходная функция

Данная работа посвящена разработке методики расчета переходной функции детекторов прямой зарядки (ДПЗ) для реакторных установок типа ВВЭР в рамках мелкосеточной программы потвэльного расчета (на примере программы ПЕРМАК 2007). Актуальность исследования обусловлена необходимостью повышения точности определения переходной функции, особенно в условиях изменения работы активной зоны: перемещения кластеров, вытеснителей или «серых» регулирующих стержней. Такие условия работы существенно влияют на спектр нейтронов и историю облучения тепловыделяющих сборок (ТВС).

В используемой в настоящее время методике восстановления поля энерговыделения по показаниям родиевых ДПЗ используется заранее подготовленная переходная функция S, устанавливающая связь между током детектора и линейной мощностью ТВС. Данная функция зависит от нейтронного спектра в эмиттере и окружающих твэлах, радиального распределения плотности топлива, температурных полей топлива и замедлителя и других параметров. В существующих подходах зависимость S описывается аппроксимационной формулой, коэффициенты которой определяются на основе серии расчетов по программе ТВС-М 2007 для различных состояний ТВС. Однако такая статическая аппроксимация не всегда обеспечивает достаточную точность, особенно при наличии сложных эффектов, таких как длительное присутствие в ТВС вытеснителей или поглощающих элементов с последующим их извлечением. В этих случаях погрешность восстановления локальных мощностей в наиболее напряженных участках активной зоны может возрастать. Авторы полагают, что внедрение расчета тока ДПЗ с учетом текущих нейтронно-физических условий эксплуатации реактора позволит минимизировать погрешности, связанные с упрощенной аппроксимацией переходной функции.

Основной целью работы явилась разработка алгоритма и программного модуля для прямого расчета тока ДПЗ в составе мелкосеточной программы. В докладе будет представлена:

– методика расчета тока ДПЗ с учетом выгорания эмиттера;

– результаты программного кода, интегрированного в программу потвэльного расчета ПЕРМАК 2007;

– кроссверификация разработанного модуля путем сопоставления результатов с данными эталонной программы ТВС-М 2007.

В работе использовались два основных программных средства: программа ТВС-М 2007, применявшаяся для подготовки библиотек констант ячеек с ДПЗ и кроссверификации результатов, а также программа ПЕРМАК 2007 (аналог мелкосеточного модуля ППО СВРК), в которую был внедрен разработанный алгоритм расчета переходной функции. Полученные результаты также сравнивались с данными, рассчитанными по известной аппроксимационной формуле.

Разработка модулей интегрированной системы кодов для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик реактора БРЕСТ-ОД-300

Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Палатова М.И.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: БРЕСТ-ОД-300, свинцовый теплоноситель, реактор на быстрых нейтронах, нейтронно-физические характеристики, интегрированная система кодов, интерфейс, база данных

Расчетное сопровождение эксплуатации РУ является важнейшим аспектом обеспечения ядерной и радиационной безопасности на объекте использования атомной энергии. Для проведения эксплуатационных нейтронно-физических расчетов быстрого реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 разработана интегрированная система кодов, в основе которой лежит аттестованный программный комплекс FACT-BR.

С целью повышения эффективности работы персонала и исследователей с реакторной установкой созданы интерфейсные модули. Они позволяют в удобной форме моделировать ключевые этапы функционирования РУ и визуализировать результаты для анализа нейтронно-физических характеристик. В рамках данной работы разработаны следующие модули:

- автоматического расчета паспортных характеристик,
- автоматического планирования кампании,
- расчетного моделирования физического пуска,
- топливного архива ТВС,
- архива расчетов нейтронно-физических характеристик.

Разработка представленных выше модулей реализована в Qt Creator, так как данная IDE оптимизирована для работы с языком C++, что позволяет писать высокопроизводительный код для различных математических расчетов и интегрировать его с графической оболочкой.

Для работы с топливным архивом и архивом расчетов информация об истории облучения и изотопном составе топлива хранится в реляционной базе данных PostgreSQL. Структура базы данных включает таблицы, содержащие сведения о размещении ТВС в активной зоне реактора, паспортные данные свежего топлива, а также результаты эксплуатационных расчетов.

Разработанные программные модули обеспечивают возможность моделирования нейтронно-физических характеристик как на этапе физического пуска, так и на протяжении всей кампании реактора.

Тестирование разработанных модулей выполнялось на бенчмарк-модели реактора БРЕСТ-ОД-300 с целью демонстрации их ключевых возможностей.

Разработка системы проектных кодов и расчетных моделей для полномасштабного моделирования быстрого реактора со свинцовым теплоносителем

Солдатов Е.О., Жирнов А.П., Баловнев А.В., Хахулин В.И., Иванюта А.Н., Федоров И.А., Ламанов С.А.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: свинцовый теплоноситель, реактор на быстрых нейтронах, система проектных кодов, нейтронно-физические характеристики, расчетные модели

Концепция быстрого реактора со свинцовым теплоносителем включает следующие особенности работы: использование СНУП топлива, жидкометаллический теплоноситель с температурой более 390 °С, полное воспроизводство топлива с коэффициентом воспроизводства приблизительно 1,05, эксплуатация на малом запасе реактивности на номинальном уровне мощности, работа в замкнутом ядерном топливном цикле с возможностью трансмутации минорных актинидов. Для учета представленных выше особенностей при моделировании эксплуатации быстрого реактора со свинцовым теплоносителем необходимо анализировать запас реактивности, коэффициент воспроизводства, распределение энерговыделения, предельную температуру оболочек, максимальное выгорание, повреждающую дозу, эффективности групп РО СУЗ, баланс и изотопный состав топлива.

С целью решения данных задач с приемлемой точностью и скоростью расчетов подготовлена система кодов, в которой основным расчетным средством является диффузионная программа FACT-BR.

В последние пять лет функциональность программы FACT-BR была существенно расширена для обеспечения полномасштабного моделирования нейтронно-физических характеристик. В состав программного комплекса интегрированы дополнительные модули: модуль IVIS-BR для выполнения связанных нейтронно-физических и теплофизических расчетов, а также усовершенствованный модуль выгорания BURNUP-M, предназначенный для анализа остаточного энерговыделения, активности отработавших тепловыделяющих сборок, изотопной кинетики. Дополнительно реализован модуль восстановления распределения энерговыделения по твэлам, позволяющий также анализировать выгорание топлива и повреждающие дозы на уровне отдельных твэлов. В целях ускорения расчетов на этапе физического пуска в ПК FACT-BR может использоваться проблемно-ориентированная библиотека констант.

В состав системы входят: диффузионный программный комплекс FACT-BR, система подготовки нейтронных сечений CONSYST, использующая библиотеку БНАБ-93, прецизионный комплекс MCU-BR, теплофизический модуль IVIS-BR, а также модуль для расчета выгорания топлива. С использованием системы кодов подготовлены расчетные модели, позволяющие моделировать нейтронно-физические характеристики на ключевых стадиях эксплуатации: физического пуска, формирования стартовой загрузки, начального периода работы и в режиме замыкания ядерного топливного цикла. Входные параметры реактора используются для разработки расчетной модели в диффузионной программе FACT-BR в гомогенном представлении.

Далее проводится нейтронно-физический и теплофизический расчет для стабилизации распределений энерговыделения и температур. Прецизионный нейтронно-физический расчет осуществляется в программном комплексе MCU-BR на основе данных, предварительно рассчитанных в диффузионном комплексе FACT-BR. В MCU-BR

подбираются поправочные коэффициенты для корректировки методических погрешностей в диффузионном программном комплексе FACT-BR.

В работе представлено описание расчетных моделей и результаты нейтронно-физических характеристик быстрого реактора со свинцовым теплоносителем большой мощности.

Кроссверификация программных средств расчёта ДПЗ в кассете водо-водяного реактора

Белоусов В.И., Давиденко В.Д., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В., Писарев А.Н., Расчетнова М.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: энерговыделение, ТВС, ДПЗ, переходная функция, выгорание

В системе внутриреакторного контроля распределение энерговыделения в активной зоне реактора устанавливают по данным, полученным от детектора прямого заряда (ДПЗ). Принцип его работы основан на регистрации ядерных реакциях, сопровождающихся вылетом заряженных частиц. На основании показаний ДПЗ восстанавливается пространственное распределение энерговыделения в активной зоне. Ключевым элементом этого процесса является переходная функция ДПЗ – математическая зависимость, определяющая соотношение между током детектора и энерговыделением в тепловыделяющей сборке (ТВС), в которую он установлен. Для каждого типа ТВС и каждой партии детекторов переходные функции рассчитываются заранее. Важно подчеркнуть, что переходные функции не корректируются в процессе эксплуатации реактора, и их расчёт должен выполняться с высокой точностью, поскольку любые погрешности напрямую влияют на достоверность оценки энерговыделения.

Для решения этой задачи применяют прецизионные программы, реализующие метод Монте-Карло. Такие программы позволяют моделировать перенос частиц в сложной геометрии активной зоны реактора и учитывать множество физических процессов, что обеспечивает высокую достоверность расчёта переходных функций и, как следствие, повышает точность оценки энерговыделения.

В качестве целевых функционалов в работе рассматривались: эффективный коэффициент размножения нейтронов, ток ДПЗ, переходная функция ДПЗ и коэффициент нагрузки шести твэлов, окружающих ДПЗ.

Исследовано влияние различных факторов на переходную функцию ДПЗ. К таким факторам относятся: энерговыработка ТВС, выгорание ДПЗ, а также длительное нахождение извлекаемых поглотителей в ТВС.

Расчёты проведены для двух типов ТВС, отличающихся составом топлива: одна с урановым топливом, а другая с МОКС-топливом. Было проведено три серии расчётов выгорания по программам: КИР-С, SERPENT, ABC, MCNP и UNK. Рассматривался процесс выгорания до глубины 70 МВт·сут/кг с шагом 0,5 МВт·сут/кг при мощности 54,3 Вт/см^3. В первой серии расчётов учитывалось только изменение нуклидного состава топлива в ТВС. Во второй серии рассматривалось изменение состава как топлива, так и ^{103}Rh в эмиттере ДПЗ. В третьей серии расчётов исследовано влияние введённых поглощающих элементов в направляющие каналы в ТВС на расчётные функционалы.

Получены зависимости целевых функционалов от глубины выгорания в графическом виде, а также рассчитаны среднеквадратичные отклонения для различных интервалов выгорания. Результаты расчётов целевых функционалов показали, что различия между рассмотренными программами в целом являются приемлемыми.

Верификация модуля расчета γ-транспорта методом Монте-Карло

Белоусов В.И., Иоаннисиан М.В., Хилус Я.Е.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: гамма-излучение, метод Монте-Карло, верификация, MCNP, эксперимент

В работе представлены результаты кроссверификации гамма-модуля (GAM) по моделированию переноса фотонного излучения. Рассмотрены несколько задач переноса фотонов, на которых продемонстрировано соответствующее моделирование в сравнении с программой MCNP.

Для каждой из задач проводилось сопоставление интегральных и дифференциальных характеристик фотонных полей: энергетических спектров, пространственного распределения потока. Полученные результаты демонстрируют согласованность с эталонными значениями программы MCNP, а также с аналитическими решениями там, где они применимы.

Полученные результаты подтверждают адекватность и корректность алгоритмов и методов γ-модуля для дальнейшего использования в составе комплекса для решения прикладных задач, связанных с фотонным транспортом.

Работа выполнена с использованием оборудования центра коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ »Курчатовский институт» (http://ckp.nrcki.ru/).

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ «Курчатовский институт».

Верификация программы TDMCC для расчетов изменения изотопного состава МОКС-топлива на примере расчетных и экспериментальных бенчмарков

Карпович Г.В., Джаландинов А.Д.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: ядерное топливо, МОКС-топливо, выгорание, реактор ВВЭР, метод Монте-Карло, верификация

Верификация программ для моделирования выгорания ядерного топлива в реакторе и сопутствующего изменения его изотопного состав – является постоянной задачей в рамках конструирования реакторных установок, научно-технического сопровож-

дения эксплуатации АЭС и всего топливного цикла. Особую актуальность она приобретает в России в связи с двумя факторами:

– развитие программы замкнутого ядерного топливного цикла;

– расширение использования прецизионных кодов, реализующих метод Монте-Карло, для решения задач нейтронно-физического моделирования активной зоны реактора.

В настоящее время проводится верификация программы TDMCC для расчета изменения изотопного состава ядерного топлива по мере выгорания в активной зоне реактора ВВЭР как для уранового, так и для МОКС-топлива.

Для верификации TDMCC в части расчета изменения состава МОКС-топлива использовались не только расчетные бенчмарки, но и экспериментальные данные. Особую ценность имеют результаты, полученные в ходе программы ARIANE, проведенной Belgonucleaire (Бельгия), в рамках которой производилось изучение отработавшего МОКС-топлива реактора PWR с 1 энергоблока АЭС Бецнау (Швейцария). Всего было изучено 5 образцов из двух ОТВС с начальным содержанием плутония до 6,1 % и с глубинами выгорания 30-50 МВт·сут/кг.

Сравнение результатов моделирования выгорания МОКС-топлива в TDMCC с экспериментальными данными показало, что полученные значения погрешностей расчета концентрации изотопов в TDMCC для уровня доверия 0,99 не превышают погрешности, указанные в РБ-093-20. При этом следует отметить, что РБ-093-20 применим только для уранового топлива, аналогичного документа для МОКС-топлива на данный момент не существует. Имеющиеся отклонения в результатах TDMCC от эксперимента ARIANE во многом совпадают с результатами по иным программам, опубликованным в открытой научной печати.

Несмотря на полученные результаты, нехватка экспериментальных данных о выгорании МОКС-топлива в легководных реакторах является основным сдерживающим фактором для развития отечественных программ моделирования активных зон и топливных циклов.

Нейтронно-физический анализ при верификации расчетной модели активной зоны исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М

Шаламов Г.А., Чалпанов С.В., Елагина В.Р., Новгородский В.С., Русских И.М.

АО «ИРМ», Заречный

Ташлыков О.Л.

УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина

Ключевые слова: исследовательский ядерный реактор (ИЯР), ИВВ-2М, нейтронно-активационные детекторы, плотность потока нейтронов, MCU-PTR

Подтверждение расчетных нейтронно-физических характеристик (НФХ) экспериментальных и облучательных устройств является ключевым этапом проведения исследований на ядерных установках. Достоверные данные о плотности потока нейтронов требуемого энергетического спектра необходимы обеспечения строго соответствия условий облучения требованиям технических заданий на проведение НИОКР, а также для обеспечения эффективности процессов наработки изотопной продукции. Основ-

ным инструментом для решения данных метрологических задач традиционно выступают нейтронно-активационные детекторы (НАД).

Однако на сегодняшний день в Российской Федерации наблюдается острый дефицит промышленного производства НАД с регламентированными характеристиками, предназначенных для прецизионного анализа различных энергетических диапазонов. Единственным поставщиком наборов НАД является ФГУП «ВНИИФТРИ», однако в течение длительного времени производство НАД на данном предприятии приостановлено, а сроки его возобновления остаются неопределенными.

Проблема усугубляется существенным сокращением фонда пригодных для проведения измерений детекторов, накопленных в предыдущие десятилетия. В ходе последних нейтронно-физических измерений в активной зоне исследовательского реактора ИВВ-2М выявлено, что у большинства оставшихся в наличии архивных наборов НАД паспортные данные не совпадают с их действительными характеристиками. Несоответствие реального содержания активируемых изотопов заявленным значениям вносит неконтролируемую погрешность в результаты измерений, что делает невозможной объективную верификацию расчетных моделей, выполненных с применением аттестованного программного средства MCU-PTR с банком данных MDBPD50.

Практическая значимость работы подтверждена результатами серии комплексных экспериментов в одной из ячеек активной зоны. На первом этапе проведены измерения теплового и быстрого спектров нейтронов. Для определения параметров теплового спектра использовались детекторы на основе золота (Au-197). Экспериментальная схема включала четыре навески по пять детекторов в каждой: часть образцов облучалась без использования поглощающих экранов, часть - в кадмиевых пеналах для отсечения тепловой составляющей.

После измерения наведенной активности и проведения контрольного рентгенофлуоресцентного анализа (РФА) установлено критическое несоответствие состава золотых детекторов. В 18 из 20 образцов обнаружена медь, не отраженная в паспорте, причем часть детекторов фактически полностью состояла из меди, а в остальных массовое содержание золота оказалось существенно заниженным. Для достоверных измерений удалось отобрать лишь два детектора, содержание золота в которых оказалось на 30 % ниже паспортных значений. Параллельно для измерения плотности потока быстрых нейтронов ($E > 0{,}34$ МэВ) применялись детекторы на основе индия (In-115) с использованием пороговой реакции неупругого рассеяния. Индиевые детекторы продемонстрировали высокую достоверность, показав сходимость расчетных и экспериментальных значений в пределах 10 %.

Спустя месяц после первого этапа проведены дополнительные измерения теплового спектра с использованием пяти детекторов на основе кобальта (Co-59). Полученные значения плотности потока изначально также оказались существенно занижены относительно расчетных. Последующий РФА подтвердил, что фактическое содержание кобальта в образцах на 30 % ниже указанного в паспорте набора детекторов. Анализ архива ранее выполненных на реакторе работ также выявил систематическое занижение результатов при использовании индикаторов из данной партии. Применение в расчетах скорректированного количества ядер мишени (на 30 % меньше паспортного) как для золотых, так и для кобальтовых индикаторов позволило достичь искомой сходимости расчетных и экспериментальных данных в пределах 10 %.

На основании полученных данных специалистами принято решение об отказе от использования золотых детекторов. В рамках текущей исследовательской практики введен метод обязательного предварительного контроля всех индикаторов методом РФА перед началом измерений. Выявленное несоответствие состава архивных детекторов паспортным данным подтверждает невозможность верификации прецизионных

программных кодов без обязательного входного контроля каждого нейтронно-активационного детектора. Системное решение проблемы требует скорейшего возобновления в России серийного производства НАД для обеспечения технологического суверенитета в области ядерных технологий и прецизионной дозиметрии.

Расчетное моделирование экспериментов по определению содержания урана-235 в свежих шаровых твэлах ВТГР на основе активного нейтронного метода

Щуровская М.В., Ярош П.А., Алеева Т.Б., Кожин А.Ф., Зубарев В.Н., Николаев В.Г., Тихомиров Г.В., Пугачев П.А., Волков Ю.Н., Сухоносов В.И.

НИЯУ «МИФИ», Москва

Ключевые слова: измерение содержания урана-235, активный нейтронный метод, высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, шаровые твэлы, расчет методом Монте-Карло

ВТГР является одним из реакторов IV поколения. В разрабатываемых ВТГР используется TRISO (TRistructural-ISOtropic – трехструктурное изотропное) топливо в виде цилиндрических топливных компактов в составе призматических ТВС или в виде шаровых твэлов. Технологические допуски на изготовление топливных компактов или шаровых твэлов могут приводить к отклонению содержания урана-235 в них от номинального значения за счет изменения диаметра топливного керна, обогащения по урану-235, плотности оксида урана и концентрации топливных кернов. Поэтому актуальной задачей является разработка методов сплошного неразрушающего контроля содержания урана-235 в партии топлива.

В настоящей работе предложена концепция измерительной системы на основе активного нейтронного метода, обладающей высокой чувствительностью и способной определить малые массы урана-235. Система основана на стандартном подходе, в котором нейтроны генерируются радиоизотопным источником и вызывают рождение нейтронов деления в образце, которые затем регистрируются детектором. Высокая чувствительность предложенной измерительной системы достигается формированием теплового спектра нейтронов в массивном графитовом замедлителе и выбором конструкции, в которой для замедления нейтронов источника и нейтронов вынужденного деления используются разные замедлители. Большая доля тепловых нейтронов в измерительной полости позволяет увеличить число вынужденных делений и эффективно удалить нейтроны источника с помощью кадмиевого фильтра, увеличивая соотношение эффект – фон.

Целью работы было экспериментальное обоснование применимости разрабатываемой измерительной системы для определения содержания урана-235 в топливе ВТГР, валидация расчетных инструментов, используемых для проектирования системы, а также оценка погрешности предложенного метода.

Из имеющихся в лабораториях кафедры № 5 НИЯУ МИФИ материалов и оборудования собран макет двухсекционного измерительного стенда. Макет состоит из двух секций: графитовой призмы размером 1000×1000×1300 мм и детектирующего блока из четырех ^{3}He–счетчиков в полиэтилене. Секции разделены кадмиевой пластиной. В верхней части графитовой призмы расположена измерительная полость, а в нижней

части установлен источник нейтронов. Успешно проведены пробные измерения с топливом ВТГР в лабораторных условиях с использованием PuBe и AmLi источников. В качестве модели топлива ВТГР использованы топливные сердечники шаровых твэлов, аналогичных шаровым твэлам критического стенда АСТРА (НИЦ «Курчатовский институт»). Построена калибровочная зависимость скорости счета от содержания урана-235. Созданы расчетные модели измерительного стенда в программных комплексах Serpent и Geant4. Проведено сопоставление измеренной и расчетной скорости счета и продемонстрировано удовлетворительное совпадение расчета и эксперимента. Показано, что макет позволяет определять отклонение массы урана-235 от образца с погрешностью около 0,7 % (при массе урана-235 в образце равной 25 г).

С помощью расчетных моделей измерительной системы, аналогичной собранному макету, но с большим числом 3He–счетчиков, проведены расчетные исследования для обоснования полной погрешности предлагаемого метода, включая статистическую погрешность измерения, погрешность калибровочной зависимости, а также погрешность за счет позиционирования образца и источника нейтронов.

Модуль нуклидной кинетики в программе КИР-С

Белоусов В.И., Давиденко В.Д., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В., Писарев А.Н.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: нуклидная кинетика, модуль SNK, программа КИР-С, выгорание

Модуль нуклидной кинетики SNK (Simulation of Nuclide Kinetics) был реализован на языке программирования Fortran и являлся модификацией модуля UNK. Модуль SNK является частью программы КИР-С. В новой версии, полностью написанной на языке программирования C++, необходимо было решить несколько принципиальных проблем по моделированию нуклидной кинетики. Варианты решения этих проблем и связанных с ними вопросов продемонстрированы в данной работе. Одна из задач заключалась в распараллеливании модуля нуклидной кинетики.

Проведена верификация программы КИР-С на основе раннее полученных результатов для топливных сборок с урановым и МОКС-топливом в рамках математического (расчётного) бенчмарка.

Расчётными функционалами являлись эффективный коэффициент размножения нейтронов, ядерные концентрации нуклидов и скорости реакции деления нейтронов в зависимости от глубины выгорания топлива. Результаты, полученные по программе КИРС, представлены в сравнении с указанными в бенчмарке.

В рамках данного бенчмарка были дополнительно проведены расчёты выгорания по программам SERPENT, ABC и MCNP, что позволило провести кроссверификацию программы КИР-С. Результаты расчётов по всем программам также представлены в данной работе.

Разработка и верификация нейтронно-физических моделей для совместного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета нестационарных режимов реакторов

Артемов В.Г., Артемова Л.М., Зинатулин Р.Э., Коротаев В.Г., Кузнецов А.Н., Шильникова В.В.

ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: нейтронно-физическая расчетная модель, совместный нейтронно-физический и теплогидравлический расчет, расчетный код КОРСАР, комплекс программ САПФИР&RC, матрица верификации, моделирование динамических режимов, потвэльный расчет, анализ неопределенности результатов расчетов

Излагается подход, обобщающий опыт создания и обоснования нейтронно-физических моделей для совместного нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов, выполняемых с использованием системного расчетного кода (РК) КОРСАР, предназначенного для моделирования динамических режимов реакторов с нарушением нормальных условий эксплуатации и аварийных режимов.

В основе описываемого подхода по обоснованию нейтронно-физических моделей является комплексная поэтапная верификация моделей для всех этапов нейтронно-физического расчета, начиная от подготовки многогрупповой библиотеки нейтронных констант, проведения спектральных расчетов и подготовки малогрупповых констант для расчета реактора, проведения расчетов выгорания и отравления и подготовки нейтронно-физической модели для начального состояния, до модели совместного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета динамического режима.

Подготовка нейтронно-физических моделей для ПК КОРСАР осуществляется с использованием комплекса программ, включающего программу САПФИР, с использованием которой выполняется спектральный расчет и подготовка библиотеки малогрупповых констант для расчета стационарных и нестационарных состояний реактора и программу RC для расчета изменения нейтронно-физических характеристик реактора в процессе выгорания и отравления. Нейтронно-физические модели комплекса программ (КП) САПФИР&RC и РК КОРСАР полностью согласованы, поэтому обоснование нейтронно-физических моделей осуществляется на объединенной матрице верификации.

Приведены примеры верификационных расчетов, в частности, при моделировании динамических режимов с потвэльным описанием выделенных ТВС, и изложена методология использования результатов верификации для оценки неопределенности рассчитываемых характеристик при проведении совместных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов при обосновании безопасности реакторов.

Результаты верификации программы для ЭВМ САПФИР_РФ для расчета нейтронно-физических характеристик ячеек ВВЭР с топливом на основе урана и плутония

Артемов В.Г., Бессонов Д.Ю., Зинатуллин Р.Э., Кузнецов А.Н., Шильникова В.В.

ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: программа для ЭВМ, матрица верификации, библиотека ядерных данных РОСФОНД, выгорание топлива, нейтронно-физические характеристики, моделирование тестовых задач

Программа САПФИР_РФ является развитием программы САПФИР_95.1, аттестованной ранее для расчета нейтронно-физических характеристик различных типов транспортных реакторов и реакторов типа ВВЭР.

Основным отличием новой версии программы САПФИР_РФ от программы предыдущего поколения САПФИР_95.1 является переход на современные отечественные оцененные ядерные данные РОСФОНД.

Также в новой версии программы САПФИР_РФ модернизирована библиотека схем выгорания, включающая в настоящее время около 400 продуктов деления. Уточнение алгоритма расчета изменений нуклидного состава топлива позволило напрямую рассчитывать концентрации и сечения поглощения для продуктов деления и младших актиноидов, отказавшись от приближения эффективного осколка деления, использованного в программе САПФИР_95.1.

Обязательным этапом создания программных средств (ПС), предназначенных для обоснования безопасности реакторов, является верификация. Для оценки погрешности спектральной программы САПФИР_РФ сформирована матрица верификации, включающая различные типы численных тестов.

Основные задачи верификации САПФИР_РФ:

– подтверждение точности расчета нейтронно-физических характеристик в сравнении с численными тестами, в области применения ранее аттестованной программы САПФИР_95.1, для её последующей замены;

– обоснование схем выгорания топлива на основе урана и плутония с привлечением современных детальных данных РОСФОНД применительно к новым проектам реакторов типа ВВЭР.

В докладе приведены результаты моделирования тестовых задач, иллюстрирующие точность расчета нейтронно-физических характеристик ячеек ВВЭР и PWR с топливом на основе урана и плутония при использовании нейтронных констант, подготовленных на основе файлов отечественных (РОСФОНД) и зарубежных (ENDF-B/VII, ENDF-B/VI и др.) библиотек ядерных данных.

В 2025 году завершена подготовка обосновывающих материалов для проведения экспертизы в НТЦ ЯРБ Ростехнадзора. По результатам экспертизы получен аттестационный паспорт на программу для ЭВМ САПФИР_РФ (рег. № 652 от 17.10.2025), определяющий ее область применения для расчета нейтронно-физических характеристик ячеек реакторов транспортного назначения и реакторов типа ВВЭР.

Использование связки TDMCC и САПФИР&RC для расчета нейтронно-физических параметров активной зоны реактора ВВЭР

Малиновский П.М., Карпович Г.В.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: САПФИР&RC_ВВЭР, TDMCC, $К_{эф}$, активная зона ВВЭР, метод Монте-Карло, автоматизированная обработка результатов, полномасштабное моделирование

При расчёте нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора возникают задачи по расчету некоторых микропараметров (например, поток нейтронов на ДПЗ). Это является критически важным для понимания локальных процессов, происходящих в активной зоне реактора с входящими в нее элементами (например, количество реакций в области, ток и поток частиц, энерговыделение). Сейчас эту задачу нельзя решить по отдельности на имеющихся программных комплексах.

В АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для расчета НФХ используются программы:

1) САПФИР&RC_ВВЭР – программный комплекс, который состоит из двух основных расчётных программ. САПФИР использует метод вероятностей первых столкновений для решения уравнения диффузии в плоской геометрии. С помощью нее формируются библиотеки малогрупповых констант для ТВС и отражателей, которые в дальнейшем используются в программе RC_ВВЭР. Комплекс аттестован для трехмерного малогруппового диффузионного расчета реактора типа ВВЭР путем решения конечно-разностных уравнений.

2) TDMCC – аттестована для расчетов (на основе метода Монте-Карло) коэффициента размножения нейтронов систем, моделирующих хранение и транспортирование ядерного топлива реактора, а также для расчетов коэффициента размножения нейтронов активных зон и отдельных элементов активных зон реакторов типа ВВЭР. Программа хорошо подходит для расчета микропараметров, но расчет топливной кампании для выбранной загрузки и получения общих характеристик активной зоны требует существенных вычислительных ресурсов.

Поэтому была поставлена задача проверить работоспособность связки этих двух программных комплексов. Для этого на TDMCC моделировалось то же состояние активной зоны реактора, что было использовано и в САПФИР&RC_ВВЭР, с переносом высотных профилей выгораний ТВС и концентрации борной кислоты в теплоносителях, взятых их выходного файла RC и перенесенных во входной файл TDMCC.

Главным параметром, по которому определялась корректность совместной работы программных комплексов, был расчет $К_{эф}$ активной зоны для трех моментов кампании реактора: начало, середина и конец.

Основной сложностью при сравнении данных являлся перенос параметров активной зоны из выходного файла RC во входной файл TDMCC. Для этого был создан скрипт на языке Python, который формировал полномасштабную модель активной зоны в TDMCC на основе данных о распределении выгорания из САПФИР&RC_ВВЭР. Скриптом учитываются особенности выгорания групп твэлов в каждой ТВС с разбиением по высоте.

Проведённая работа доказала возможность использования связки программ САПФИР&RC_ВВЭР и TDMCC для расчёта разотравленной активной зоны на МКУ. Продолжением работы будет являться подтверждение данных для активной зоны реактора, работающего на номинальной мощности, что потребует добавления данных о пространственном распределении температур топлива и теплоносителя, а также функции пересчета концентраций изотопов-отравителей ^{135}Xe и ^{149}Sm в зависимости от мощности работы реактора.

Расчетно-экспериментальный анализ полей нейтронов у внешней поверхности корпусов реакторов ВВЭР с использованием программ КАТРИН и Serpent

Кравчук Л.В., Кочкин В.Н., Панфёров П.П., Махотин Д.Ю., Решетников А.А., Казенов К.Б.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: расчет переноса нейтронов, флюенс нейтронов, плотность потока нейтронов, ВВЭР, корпус реактора, нейтронно-активационные измерения, КАТРИН, Serpent

Безопасность реакторной установки (РУ) в первую очередь определяется надежностью барьеров, удерживающих продукты ядерных реакций от распространения в окружающей среде. Одним из наиболее важных барьеров безопасности для РУ типа ВВЭР является корпус реактора (КР). В процессе эксплуатации КР подвергается воздействию потока высокоэнергетического ионизирующего излучения, а также тепломеханических нагрузок. Это приводит к изменению исходных свойств материалов, выражающемуся в повышении склонности к одному из наиболее опасных видов разрушения – хрупкому. Для обеспечения безопасной эксплуатации РУ в течение всего срока службы необходимо контролировать состояние металла КР. Для этого регулярно проводится учет и прогноз флюенса быстрых (повреждающих) нейтронов (ФБН) на КР. Оценка значений ФБН на КР основывается на результатах расчетов полей нейтронов в реакторе. Для подтверждения расчетных оценок выполняется сравнение расчетных и экспериментальных функционалов нейтронного поля, полученных на рассматриваемом энергоблоке. Чаще всего для обоснования расчетных значений используются результаты нейтронно-активационных измерений у внешней поверхности КР. В рамках нейтронно-активационных измерений у внешней поверхности КР в течение одной топливной кампании облучаются нейтронно-активационные индикаторы (НАИ), после чего в специализированной лаборатории измеряются активности продуктов реакций активации. В качестве НАИ чаще всего используются тонкие фольги железа, ниобия и никеля.

В рамках данной работы были выполнены расчеты полей нейтронов для характерных топливных кампаний РУ типа ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200, в течение которых выполнялись нейтронно-активационные измерения у внешней поверхности КР. Расчеты были выполнены с помощью аттестованной программы КАТРИН-3.0, реализующий метод дискретных ординат решения уравнения переноса нейтронов, а также с помощью программы Serpent 2.1, реализующей метод Монте-Карло. Расчеты переноса нейтронов методом Монте-Карло были выполнены с помощью неаналогового моделирования методом весовых окон, сетки важности для которого были подготовлены с помощью встроенного функционала программы Serpent. В расчетах, выполненных с помощью программы КАТРИН-3.0 применялись 47 групповая библиотека BGL1000_B7 и 200 групповая библиотека V7-200N47G из SCALE-6.2, разработанные на базе файлов ENDF-B/VII.0. Расчеты с помощью программы Serpent 2.1 выполнялись с использованием непрерывных зависимостей нейтронных сечений из библиотеки ENDF-B/VII.0. В результате расчетов получены распределения групповых плотностей потоков нейтронов и скоростей дозиметрических реакций $^{54}Fe(n,p)^{54}Mn$, $^{93}Nb(n,n')^{93m}Nb$ и $^{58}Ni(n,p)^{58}Co$ в КР, а также в области размещения НАИ у внешней поверхности КР.

Результаты расчетов, полученные с помощью программ КАТРИН-3.0 и Serpent 2.1 хорошо соответствуют друг другу и удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными. При этом, для всех типов реакций отклонение результатов расчета, полученных с помощью Serpent, от эксперимента меньше, чем для результатов расчетов, полученных с помощью КАТРИН-3.0. В работе показано, что для области внешней поверхности КР результаты расчетов, полученные с помощью КАТРИН-3.0, дают до 10 % завышенные значения плотности потока нейтронов с энергией более 3,0 МэВ. На основе сравнения с результатами расчетов прецизионной программы Serpent 2.1 была выполнена оценка методической составляющей неопределенности расчета различных функционалов нейтронного поля, выполненных с помощью программы КАТРИН-3.0. Полученные оценки существенно ниже консервативных значений, приведенных в аттестационном паспорте КАТРИН-3.0.

Доклад является частью цикла работ, посвященных совершенствованию методов экспериментального обоснования расчетов флюенса быстрых нейтронов на корпусах и внутрикорпусных устройствах реакторов типа ВВЭР.

Расчетное моделирование активной зоны реактора ВВЭР-С с использованием программ САПФИР_РФ и САПФИР_95&RC_ВВЭР.3

Ананьев А.В., Артёмова Л.М., Артёмов В.Г., Кузнецов А.Н.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: ВВЭР-С, спектральное регулирование, САПФИР_РФ, САПФИР_95&RC_ВВЭР.3, методика расчета

В докладе представлены результаты адаптации программ САПФИР_РФ и САПФИР_95&RC_ВВЭР.3 для расчётного моделирования нейтронно-физических характеристик (НФХ) активной зоны реактора ВВЭР-С.

При выполнении этих работ основные усилия были направлены на минимизацию изменений в методологии реакторных расчётов, используемой для обоснования безопасности ВВЭР, при этом максимально корректно учтено влияние спектрального эффекта на НФХ реакторной установки. Этого удалось добиться за счёт проведения расчёта малогрупповых констант в процессе реакторного расчёта. Для каждой расчётной ячейки, моделирующей слой ТВС в реакторном расчёте, ведётся подготовка своего набора малогрупповых констант с учётом реальной истории её нахождения в активной зоне, которая в реакторе со спектральным регулированием определяется, в частности, наличием/отсутствием вытеснителей в ячейке реактора в процессе выгорания.

Схема подготовки библиотеки малогрупповых констант для ВВЭР-С сохраняет формат малогрупповой библиотеки, принятый при проведении расчётов НФХ с использованием комплекса программ САПФИР_95&RC_ВВЭР, что обеспечит преемственность использования всех алгоритмов расчёта ВВЭР и ранее разработанных функциональных и сервисных программных средств для расчётов НФХ. «Платой» за это является то, что подготовленная библиотека не является универсальной, а ориентирована на конкретную схему топливных загрузок.

Для учёта изменения параметров состояния ячейки в процессе выгорания отработана схема расчёта «с продолжением» (записью и считыванием концентраций нуклидов на каждом шаге расчёта выгорания). Это требуется для учёта изменения состояния

(по температуре топлива, плотности теплоносителя, наличию или отсутствию вытеснителей и т. п.) слоев ТВС в процессе выгорания топлива. Для отработки адаптированного алгоритма в программе САПФИР_РФ были рассмотрены два расчётных варианта ТВС – с урановым и МОХ топливом. Сравнение результатов расчётов, полученных по адаптированному алгоритму, показали удовлетворительное согласие с результатами реперных расчётов методом Монте-Карло по программе MCU-FR.

Верификация адаптированной схемы подготовки малогрупповых констант проводилась в два этапа. На первом этапе созданная схема совместного расчёта ячеек и реакторного расчёта была протестирована на реакторе ВВЭР-1200, в котором не используется спектральное регулирование. На втором этапе созданная схема была протестирована на одном из вариантов загрузок реактора ВВЭР-С с выходом на стационарный топливный цикл с МОХ топливом.

Верификация подтвердила корректность адаптированной схемы для реакторов ВВЭР без использования спектрального регулирования, а также показала существенную разницу результатов расчётов при использовании адаптированной и не адаптированной версий программ при моделировании РУ ВВЭР-С.

Секция 4.
Алгоритмы и программы для решения нестационарных задач нейтронно-физического расчета ядерных реакторов

Моделирование нестационарных процессов в исследовательском водо-водяном реакторе с использованием пакета программ САПФИР

Панченко А.А., Авраменко Г.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: пространственная нейтронная кинетика, метод Монте-Карло, обратные связи

В докладе представлены результаты расчета нестационарных процессов с использованием модели пространственной кинетики на основе интегрального представления уравнения Больцмана. Метод базируется на интегрировании матриц деления по времени жизни нейтронов с учётом запаздывающих нейтронов.

Модель пространственной кинетики реализована как часть пакета программ САПФИР. С помощью программы комплекса GS63 решается спектральная задача для фрагментов размножающей системы, вычисляются макросечения в 26-групповом приближении. В программе XT26 происходит расчет матриц деления методом Монте-Карло.

Проведён расчёт нескольких сценариев нестационарных процессов с учетом обратных связей, экспериментально реализованных на водо-водяном исследовательском реакторе. В качестве теплогидравлической программы для учета обратных связей используется демо-версия кода КОРСАР. Проведено сравнение с результатами, полученными по программам, реализующим прямой метод Монте-Карло для моделирования нейтронной кинетики.

Полученные результаты показывают возможность использования связки программ САПФИР/КОРСАР для моделирования нестационарных процессов с обратными связями в легководных реакторах.

Разработка и верификация усовершенствованной программы вычисления реактивности в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем

Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Ламанов С.А.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: БРЕСТ-ОД-300, свинцовый теплоноситель, реактор на быстрых нейтронах, нейтронно-физические характеристики, реактивность, нейтронная кинетика, верификация, пространственные эффекты

Во время проведения пуска реакторной установки БРЕСТ-ОД-300, а также на протяжении ее дальнейшей эксплуатации предусматривается измерение эффективности органов регулирования, которое проводится путем обработки данных с нейтронных детекторов, расположенных вокруг активной зоны. Для определения эффективности органов регулирования сигналы детекторов обрабатываются путем обращенного решения уравнений кинетики.

Разработана программа, реализующая вычисление реактивности путём обращенного решения уравнений кинетики. Для уменьшения расчетных неопределенностей в нее включены модули учета вклада источников нейтронов спонтанного деления, а также разработана методика учета пространственных эффектов, возникающих при измерении эффективности органов регулирования. Параметры запаздывающих нейтронов подготовлены с использованием библиотеки оцененных ядерных данных MDBBR50.

Пространственные эффекты главным образом связаны с изменением пространственно-энергетического распределения нейтронных полей при внесении в активную зону возмущений. Учет влияния этих эффектов на результаты измерений проводится с использованием аттестованного ПК FACT-BR.

Проведена верификация разработанной программы на основе экспериментальных данных, полученных при измерении эффективности органов регулирования критической сборки БФС-88, моделирующей активную зону реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. Проведена кроссверификация с ПС WCR, аттестованным для расчетов реактивности в реакторах типа БН-600, 800 и критических стендах БФС-1,2.

Расчетный анализ ксеноновых переходных процессов в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе

Каныгин М.А.[1], Михайлова А.В.[1], Волков Ю.Н.[1], Фомиченко П.А.[2], Гроль А.В.[2], Котов Я.А.[2], Кушнир Н.О.[2], Невиница В.А.[2]

[1] НИЯУ «МИФИ», Москва
[2] НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, нейтронно-физические расчёты, модель пористого тела, вычислительная гидродинамика, COMSOL Multiphysics, JARWT

В настоящее время в рамках Инвестиционного проекта АО «Концерн Росэнергоатом» АО «ОКБМ Африкантов» в кооперации с другими предприятиями Госкорпорации «Росатом» и НИЦ «Курчатовский институт» реализует комплексную программу НИОКР по разработке технологических решений для создания атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором (ВТГР) с тепловой мощностью 200 МВт.

Целью данной работы был анализ возможности возникновения пространственной неустойчивости по ^{135}Xe в реакторной установке (РУ) ВТГР. Для этого моделировалось несколько нестационарных процессов:

– останов реактора;

– маневрирование мощности с учетом несимметричности по высоте профиля распределения энерговыделения, обусловленной температурной зависимостью нейтронных сечений.

Анализ выполнялся с помощью следующих расчетных инструментов:

– COMSOL Multiphysics – решение системы дифференциальных уравнений второго порядка в частных производных методом конечных элементов. Одним из преимуществ COMSOL Multiphysics является простота интеграции различных физических задач в одном (мультифизичном) расчете;

– JARWT – проведение нейтронно-физических расчетов в диффузионном приближении с учетом обратных связей (аппроксимация макросечений) по выгоранию и температуре топлива в объеме активной зоны.

Предполагалось, что существенные перераспределения аксиального поля нейтронов создадут предпосылки к колебаниям аксиального офсета, которые будут либо затухающие, что доказывает устойчивость РУ, либо нет.

В COMSOL Multiphysics была использована осесимметричная модель с гомогенной активной зоной (а.з.) РУ, разделенной на две части для расчета офсета, один канал для стрежня регулирования СУЗ для инициации пространственных процессов и отражатель.

Нейтронно-физическая модель представляет собой систему нестационарных уравнений диффузии в тринадцати энергетических группах с учетом шести групп эмиттеров запаздывающих нейтронов, описывающая пространственную зависимость плотности потока нейтронов, и систему уравнений для расчета пространственной зависимости концентраций йода и ксенона. Макроскопические сечения были подготовлены с помощью программного кода Serpent и зависят от параметров активной зоны – температуры топлива и концентрации ксенона.

Для описания процесса тепломассопереноса была использована модель т.н. «пористого тела». Данная модель включает в себя, во-первых, модель вычислительной гидродинамики, где описывается течение жидкости/газа в пористых средах, используя уравнения неразрывности и уравнения импульса, которые вместе образуют уравнения

Бринкмана, а во-вторых, модель теплопередачи, в которой используются обычные уравнения теплопередачи для твердых тел и жидкостей (в данном случае гелий), умноженные на объемные доли, с дополнительным источником, количественно определяющим теплообмен между обеими фазами. Таким образом, считается распределение температур топлива, графита, гелия, скорость теплоносителя, перепад давления теплоносителя в переходном процессе.

В JARWT была использована полномасштабная трехмерная модель а.з. в секторе симметрии 120°, состоящая из физических зон со следующей структурой: топливо – конструкционный графит, топливо – выгорающий поглотитель – конструкционный графит, орган СУЗ/канал для органа СУЗ – конструкционный графит, графит отражателя.

Расчет также проводится в тринадцати энергетических группах. Для учета эффектов ксенонового отравления в нейтронно-физическом расчете с помощью JARWT использовался расчет связанных нейтронных, температурных и изотопных полей без использования библиотек констант. Вычисление нейтронных констант физических зон проводилось с помощью спектральной программы непосредственно перед их использованием при решении уравнения переноса нейтронов.

Для расчета температур, используемых в качестве исходных данных для модуля аппроксимации нейтронно-физических констант, в программе JARWT используется теплофизический модуль, описывающий пространственные зависимости температур теплоносителя и топлива от локальных значений мощности в каждой расчетной ячейке модели реактора.

По результатам проведенного моделирования было показано, что:

– в различных переходных процессах не наблюдается каких-либо ксеноновых колебаний;

– были найдены условия, определяемые тепловой мощностью и высотой активной зоны, где наблюдается неустойчивость, показано, что проектируемая РУ ВТГР обладает значительным запасом до области неустойчивости.

Применение усовершенствованного метода неветвящихся историй при расчёте сопряжённовзвешенных функционалов нейтронной кинетики на основе метода Монте-Карло

Иоаннисиан М.В., Козлов Г.П.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: математическое моделирование, метод Монте-Карло, Iterated Fission Probability, Improved Branchless, КМС

Одним из способов моделирования переходных процессов, происходящих в ядерной энергетической установке, является ее рассмотрение в приближении точечной кинетики, уравнение которого включает в себя такие функционалы, как эффективная доля запаздывающих нейтронов и время генерации мгновенных нейтронов. Так как эти величины являются дробно-линейными сопряжённо-взвешенными функционалами, то их оценка требует знания величины взвешиваемых функционалов и ценности нейтронов. На практике для вычислений параметров нейтронной кинетики применяются алгоритмы метода IFP (Iterated Fission Probability). Три таких алгоритма были реализованы в программе КИР-С.

Однако, задача расчёта сопряжённо-взвешенных нейтронно-физических функционалов является ресурсно-затратной, так как требует провести оценку основного функционала и ценности нейтронов для взвешивания, что вносит дополнительный вклад в дисперсию. На практике для увеличения быстродействия сходимости функционалов применяются неаналоговые методы моделирования историй частиц с использованием весовых характеристик. Перспективным методом этого класса является усовершенствованный метод неветвящихся историй (Improved Branchless), который применяется для моделирования нейтронной кинетики и реализован, например, в программе Dynamic TRIPOLI. Он позволяет ускорить сходимость функционалов нейтронной кинетики, зависящих от времени, и сократить затраты оперативной памяти на содержание фазовых координат нейтронов, полученных в ходе ветвления по делению. По аналогии с нейтронной кинетикой предполагается ускорение сходимости оценки ценности в решении условно-критической задачи, так как данный функционал определяется в асимптотическом поколении, смещённого относительно поколения вычисления основного функционала. Исследованию этой темы и посвящена настоящая работа.

В докладе приводится описание вариации метода неветвящихся историй для решения условно-критической задачи и описание алгоритма, реализованного в программе КИР-С. Также приводится оценка его эффективности в вычислении эффективной доли запаздывающих нейтронов, времени генерации мгновенных нейтронов и эффективного коэффициента размножения.

По результатам оценки эффективности было получено, что скорость расчёта параметров уравнения точечной кинетики по алгоритму неветвящихся историй при решении условно-критической задачи превышает скорость расчёта на основе аналогового моделирования историй частиц.

Моделирование АЭС с ВВЭР 440 для анализа переходных режимов

Григоращенко С.М., Адеев В.А.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Кольская атомная станция», Полярные Зори

Ключевые слова: ВВЭР-440, регулирование частоты тока, энергосистема, моделирование, валидация, кризис теплообмена, APROS

Участие энергоблоков атомных электростанций в первичном регулировании частоты (ОПРЧ) является важным условием устойчивой работы энергосистемы и должно осуществляться при строгом соблюдении требований ядерной и радиационной безопасности. В переходных режимах при участии блока в ОПРЧ возможно сложное взаимодействие систем автоматического регулирования, что требует предварительного анализа динамической устойчивости энергоблока и подтверждения допустимости технологических параметров.

Для решения этой задачи разработана полномасштабная динамическая модель блока ВВЭР-440 Кольской АЭС в программном комплексе APROS, включающая:

– трёхмерную нейтронно-физическую модель активной зоны;
– теплогидравлическую модель первого и второго контуров;
– модель турбоустановки, генераторов и энергосистемы;
– системы автоматического регулирования технологических параметров.

Модель первого контура включает шесть петель циркуляции с парогенераторами, главными циркуляционными насосами и трубопроводами, а модель второго контура содержит турбинную установку с полной схемой регенерации, конденсатор и систему циркуляционных насосов. Выполнена валидация модели на основе результатов динамических испытаний режима ОПРЧ на энергоблоке № 1 Кольской АЭС при скачкообразном изменении частоты сети, вызывающем снижение мощности блока на 8 % от номинальной. Сравнение расчетных результатов с экспериментальными данными показало хорошее совпадение основных технологических параметров реакторной установки и турбоустановки в пределах точности измерений, что подтверждает адекватность разработанной модели.

С использованием модели выполнен вариантный расчёт режимов участия энергоблока в ОПРЧ для различных условий эксплуатации и этапов топливной кампании, включая анализ влияния отключения подогревателей высокого давления на параметры установки. Расчёт показал, что при мощности турбоагрегата ниже 90 % номинальной, отключение подогревателей высокого давления может приводить к превышению мощности реактора на 6 % выше величины сброса после завершения режима ОПРЧ, что обусловило введение соответствующих эксплуатационных ограничений.

Проведена оценка запаса до кризиса теплообмена для наиболее напряжённого канала активной зоны с использованием модели «горячего канала». В переходных режимах ОПРЧ запас до кризиса теплообмена составляет 2,5 – 4,0, что свидетельствует о сохранении безопасных условий теплообмена.

Разработанная модель может использоваться как цифровой двойник энергоблока ВВЭР-440 для анализа переходных процессов, обоснования безопасности, оптимизации режимов эксплуатации и подготовки персонала.

Влияние теплового расширения элементов активной зоны на динамическую модель

Белкин А.В., Кривошеин И.Н., Ячменев П.И.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: ядерная энергетическая установка, тепловое расширение, нейтронно-физические характеристики, динамическая модель, пуск из холодного состояния, управление реактором

В настоящее время наблюдается стабильный рост интереса к освоению труднодоступных территорий. Для выполнения такой задачи необходимо создать энергоустановки, способные обеспечивать длительное и стабильное энергоснабжение. В этом контексте особую значимость приобретают ядерные энергетические установки, обладающие высокой эффективностью и компактностью по сравнению с традиционными источниками энергии.

Ключевой особенностью запуска ЯЭУ является ограниченный запас электроэнергии, которая необходима для работы обеспечивающего оборудования. В таких условиях разрабатывается алгоритм пуска ЯЭУ из холодного состояния. Алгоритм пуска является результатом оптимизационной задачи, которая учитывает возможности быстрого старта установки и ограниченную электрическую энергию.

Задача поиска такого алгоритма усложняется еще и тем, что ядерный реактор переходит из «холодного» состояния в «горячее», меняя свои нейтронно-физические свойства. При разогреве элементов конструкции активной зоны проявляется эффект их теплового расширения. Изменение размеров ключевых элементов оказывает значительное влияние на поведение ядерного реактора, внося обратные связи, которые воздействуют на переходные процессы.

Актуальность работы обусловлена необходимостью учета данных эффектов для обеспечения надежного и безопасного вывода реактора на мощность. В работе предлагается исследовать влияние теплового расширения ядерного топлива и замедлителя на характер пуска ядерного реактора из холодного состояния. Критерием оценки выбранного исследования является частота срабатывания органов регулирования и время, за которое температуры ядерного топлива и замедлителя примут рабочие значения. Кроме этого, в проведенном исследовании продемонстрированы различные модели расширения ядерного топлива и проведен сравнительный анализ их влияния на динамику пуска.

Для исследования разработаны две расчетные модели ядерного реактора: прецизионная и динамическая. Основные нейтронно-физические характеристики получены в прецизионной модели и используются в качестве параметров в динамической модели, что обеспечивает высокую точность и достоверность результатов.

В результате проведенного исследования выявлены ключевые особенности запуска ядерного реактора. Проведен анализ полученных результатов расчетного моделирования с точки зрения их адекватности и применимости. Показано, что пренебрежение эффектами теплового расширения приводит к ошибкам в прогнозировании динамики пуска. Полученные результаты могут быть использованы для оптимизации алгоритмов автоматического управления ЯЭУ.

Проблемы построения модели пульсирующего реактора

Верхоглядов А.Е.

ОИЯИ, Дубна

Потребность в модели динамики пульсирующего реактора диктуется как научным интересом, так и необходимостью обоснования безопасной эксплуатации установки ИБР-2, а также нового источника нейтронов на основе импульсного реактора на этапе проектирования. Модель создаётся под отдельный реактор, она должна включать в себя все значимые характеристики, расчёт всех существенных процессов в реакторе, описывать его поведение в соответствии с реальными эксплуатационными параметрами. В этом случае модель может быть использована для прогнозирования работы имеющейся установки, а также для разработки конструкции нового реактора.

Пульсирующие реакторы – уникальные ядерные установки со сложной динамикой, включающей в себя эффекты обратной связи, характерные как для импульсных реакторов самогасящего действия, так и для стационарных реакторов на быстрых нейтронах. Есть эффекты, проявляющиеся только в пульсирующих реакторах. История такова, что первые реакторы данного типа (ИБР-1 и ИБР-30) имели простую конструкцию и поддавались аналитическому расчёту. Их динамика хорошо описывалась моделями с одной обратной связью, ИБР-30 успешно эксплуатировался до 2001 года.

ИЯУ ИБР-2 имеет мощность 2 МВт и более сложную конструкцию реактора на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Предполагалось, что небольшой нагрев топлива за импульс не окажет сильного возмущения реактивности, и динамика импульсов будет аналогична ИБР-30. Но практика показала, что обратная связь по реактивности в реакторе ИБР-2 более сложная, чем в предыдущих пульсирующих реакторах. Это выражается в больших колебаниях энергии импульсов. Сложная конструкция активной зоны ИБР-2, а также высокая чувствительность энергии импульса к возмущениям реактивности вынуждают пересматривать подходы к построению модели динамики пульсирующего реактора. Поведение средней мощности ИБР-2 на временных интервалах порядка минут и более вполне соответствует поведению стационарных реакторов типа БН. Но описание поведения реактора на малых временных масштабах (динамика отдельных импульсов) требует учёта процессов нестационарной теплогидравлики, термоупругости и гидродинамики, поскольку они вносят дополнительную реактивность между импульсами. Это вынуждает пользоваться приближёнными или феноменологическими подходами. С другой стороны, возможность создания конструкции реактора, имеющей полностью детерминированную модель динамики и низкий уровень флуктуаций импульсов, подлежит дальнейшему изучению.

В докладе представлен обзор пульсирующих ядерных реакторов в контексте развития моделей динамики этих уникальных физических установок. Представлены текущие проблемы моделирования динамики реактора и возможные методы их решения. Рассматриваются вопросы проектирования нового исследовательского пульсирующего реактора с точки зрения построения его адекватной математической модели.

Секция 5.
Анализ интегральных и реакторных экспериментов, базы экспериментальных данных, бенчмарк-эксперименты

Подготовка и валидация расчетных моделей комплектов деталей из делящихся материалов, используемых в исследованиях на стенде критических сборок

Демьянов С.А., Валекжанина Е.И., Гуменных Э.А., Кайгородов А.А., Клоков С.С., Плузян К.Г., Уткин Д.С., Финогеев С.В.

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», Саров

На стенде для критических сборок (СКС) традиционно проводится экспериментальное изучение размножающих систем (РС) для проверки нейтронных констант и теоретических моделей.

Перед проведением экспериментов на СКС необходимо расчетным путём оценить критические параметры исследуемой РС для определения ее оптимальной конфигурации и способствования безопасности работ при ручной сборке неизвестной РС. При проведении эксперимента измеряются нейтронно-физические характеристики (НФХ) РС, в результате чего исследованной конфигурации ставится в соответствие эффективный коэффициент размножения нейтронов $К_{эф}$. По окончании эксперимента формируется подробная расчетная модель исследованной РС для сравнения расчетных и экспериментальных НФХ и определения составляющих погрешности экспериментального $К_{эф}$.

Каждое создание расчетной модели подразумевает тщательное воспроизведение реальной геометрии и состава РС при большом разнообразии полусферических деталей и оснастки. Это требует значительных временны́х и человеческих ресурсов. Например, детализированное представление модели РС в программе С007 занимает тысячи строк кода.

В работе описан подход по автоматизированному формированию расчетных моделей РС, который заключается в создании базы данных детализированных расчетных моделей деталей РС и программы «Автоматизированное формирование расчетных моделей размножающих систем (АФРМРС)», позволяющей автоматизировано генерировать расчетные модели РС с учетом выбранных пользователем деталей из базы данных. Полученные модели используются для расчета НФХ в программе С-007.

Настоящая работа посвящена вопросам подготовки данных о геометрии и составах деталей, вносимых в базу данных, и их валидации на примере РС, включенных в международный справочник, с активной зоной из урана среднего обогащения ^{235}U(36 %) без отражателя и ^{239}Pu(98 %) в δ-фазе без отражателя.

Двадцатисекундное падение мощности реактора при эффективном коэффициенте размножения нейтронов большем единицы, зафиксированное экспериментально, и подтверждённое методом расчётного моделирования

Безбородов А.А., Изотов В.В., Язвинский Н.Ю., Яровой М.В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: размножающая нейтроны среда, ядерный реактор, критическая сборка, реактивность, реактиметр, эффективный коэффициент размножения нейтронов, система дифференциальных уравнений, матрично-экспоненциальный метод, мгновенные нейтроны, запаздывающие нейтроны, эксперимент, математическое моделирование

Доклад посвящён обсуждению случайно обнаруженного в эксперименте на критической сборке критического стенда БФС-2 эффекта уменьшения количества нейтронов в размножающей нейтроны среде при положительной реактивности и следовательно при $k_{эф} > 1$, если пользоваться формулой $\rho = (k_{эф} - 1)/k_{эф}$ для их сопоставления, в момент медленного ввода отрицательной реактивности в систему.

1. Зафиксирован с помощью токовых ионизационных камер каналов реактиметра, а также посредством расчёта реактивности по полученным данным с этих ионизационных камер факт уменьшения скорости счёта нейтронов при медленном вводе отрицательной реактивности, со скоростью около 0,01 $\beta_{эф}$/с и в момент времени, когда реактивность системы составляет около плюс 0,1 $\beta_{эф}$.

2. После обработки экспериментальных данных о скорости счёта токовых ионизационных камер с двух энергетических реакторов во время ввода в них отрицательной реактивности также было установлено уменьшение скорости счёта детекторов нейтронов, а следовательно, и количества нейтронов в реакторах во время, когда реактивность составляла около плюс 0,04 $\beta_{эф}$, то есть реакторы находились в надкритическом состоянии.

3. Посредством применения матрично-экспоненциального метода решения неоднородных систем дифференциальных уравнений точечной кинетики было смоделировано поведение количества нейтронов в размножающей нейтроны среде при заданной функции зависимости реактивности от времени для системы с и без внешних нейтронных источников.

При этом была показана возможность уменьшения количества нейтронов во времени при положительной реактивности системы и при медленном вводе отрицательной реактивности, а также в течении некоторого времени 12 – 15 секунд после окончания возмущения системы в рассмотренном примере. При этом система всё время оставалась в надкритическом состоянии.

Также был проведён специальный эксперимент в надкритической системе, подтвердивший данные расчётного моделирования.

4. Проведён анализ величины (k–1), являющейся множителем первого слагаемого правой части системы дифференциальных уравнений точечной кинетики. k – это величина реактивности в долях $\beta_{эф}$. Анализ разных значений этого множителя позволяет наглядно увидеть связь понятий подкритическое состояние системы, критическое, надкритическое на запаздывающих нейтронах и на мгновенных с общим количеством нейтронов в системе по уравнению баланса нейтронов из системы дифференциальных уравнений точечной кинетики. То есть выделенные промежутки и точки на числовой оси, которым может принадлежать величина этого множителя: $(-\infty; -1)$, $\{-1\}$, $(-1; 0)$, $\{0\}$, $(0; +\infty)$ совместно с математическим анализом системы дифференциальных урав-

нений точечной кинетики элементарно показывают, что может происходить с общим количеством нейтронов в размножающей нейтроны системе.

5. Для обоснования факта уменьшения количества нейтронов в системе при положительной реактивности, для понимания того, почему так происходит было смоделировано поведение количества нейтронов во времени, в зависимости от введённой реактивности с шагом по времени 10^{-3} и 10^{-4} секунды. Рассмотрены численные значения показателей баланса вывода всех нейтронов из системы и появления мгновенных нейтронов, а также значение показателя появления запаздывающих нейтронов за несколько шагов до и после ввода в надкритической систему с реактивностью плюс $0{,}12\,\beta_{эф}$ отрицательной реактивности величиной $10^{-4}\,\beta_{эф}$.

6. Проведённые исследования позволяют сделать вывод о некорректности применения понятия о эффективном коэффициенте размножения нейтронов как об отношении количества нейтронов, прибывших в систему, за исключением нейтронов от нейтронных источников находящихся в системе, к количеству нейтронов убывших из неё за счёт утечки и участия в ядерных реакциях в промежуток времени, когда происходит возмущение реактивности и некоторое время после него в контексте связи $k_{эф}$ и реактивности соотношением $\rho = (k_{эф} - 1)/k_{эф}$.

Оценка точности расчета бенчмарк-экспериментов с промежуточным спектром нейтронов

Сорокопудова С.А., Осадчий А.И.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: промежуточный спектр нейтронов, эффективный коэффициент размножения нейтронов, среднеквадратичное отклонение результатов расчета, метод Монте-Карло, САПФИР-2006, MCNP5, файлы оцененных ядерных данных

Одной из основных задач обоснования ядерной безопасности при анализе запроектных аварий является оценка эффективного коэффициента размножения нейтронов. В процессе аварии в системе может наблюдаться как тепловой, так и промежуточный, быстрый или смешанный спектр нейтронов. Известно, что наибольшие отклонения расчетных значений эффективного коэффициента размножения нейтронов наблюдаются для сборок с промежуточным спектром.

В рамках исследования данной проблемы были построены расчетные модели всех экспериментов с промежуточным спектром нейтронов, представленные в международном сборнике критических бенчмарк-экспериментов (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project Handbook).

Проведены расчеты при использовании нескольких независимых программ, в основе работы которых лежит метод Монте-Карло: прецизионной ПС MCNP и многогрупповой ПК САПФИР-2006. В качестве библиотек были использованы ENDF/B-VII.1, ENDF/B-VIII.1, JEFF-3.3, JENDL-5 и ROSFOND-2010. Среднеквадратичное отклонение расчетов по ПС MCNP на основе ENDF/B-VII.1 составило 2,15 %, для ENDF/B-VIII.1 – 1,10 %, для JEFF-3.3 – 2,34 %, для JENDL-5 – 2,13 %, для ROSFOND-2010 – 1,89 %. Для расчетов по САПФИР-2006 на основе ENDF/B-VII.1 – 3,36 % при средней экспериментальной погрешности 0,55 %. Независимо от выбранной програм-

мы и библиотеки, погрешности расчета в несколько раз превышают значение погрешности для эксперимента.

Построены и проанализированы стандартизированные распределения отклонений расчетных значений от экспериментальных. Для расчетов по ПС MCNP форма стандартизированных распределений близка к стандартному нормальному распределению для всех ФОЯД, кроме ROSFOND-2010. Для расчетов по ПК САПФИР-2006 форма распределения также близка к форме нормального распределения, но со смещением пика влево. Полученные формы распределений позволяют сделать вывод, что несмотря на значительные отклонения нескольких расчетов, распределение для всей совокупности расчетов близко к нормальному, что позволяет исключить влияние систематической ошибки.

Наибольшие отклонения расчетного значения от экспериментального наблюдались для сборок, где при подготовке расчетной модели исходная геометрия эксперимента была гомогенизирована, и для сборок, где в качестве исследуемой величины приводится значение коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде. Отклонения варьируются от -11,6 до 11,0 %, при этом отсутствует тенденция к общему завышению или занижению результатов расчетов в рамках одной из программ или библиотек.

После исключения упомянутых групп экспериментов из рассмотрения среднеквадратичные отклонения расчетов уменьшились для всех программ и библиотек: для расчетов по ПС MCNP на основе ENDF/B-VII.1 отклонение уменьшилось до 1,48 %, для ENDF/B-VIII.1 – 0,82 %, для JEFF-3.3 – 1,83 %, для JENDL-5 – 1,71 %, для ROSFOND 2010 – 1,24 %. Для расчетов по ПК САПФИР-2006 на основе ENDF/B-VII.1 среднеквадратичное отклонение составило 2,26 %. В среднем значения погрешностей уменьшились в 1,4 раза по сравнению с изначальными.

В дальнейшем планируется продолжить работу по исследованию причин возникновения больших значений погрешностей расчетов экспериментов с промежуточным спектром нейтронов.

Моделирование активной зоны быстрого натриевого реактора большой мощности на критическом стенде БФС-2

Лосев В.В., Зуйков А.А., Семенов М.Ю., Тормышев И.В., Перегудов А.А., Бедняков С.М., Михайлов Г.М., Изотов В.В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: БФС, комплекс программ, эксперименты, оценка неопределенности, моделирование, Монте-Карло

Целью данной работы является создание серии бенчмарк-моделей экспериментальных состояний критической сборки БФС для повышения точности расчетного обоснования загрузки РУ БН-1200 с МОКС-топливом.

Комплекс быстрых физических стендов БФС (БФС-1 и БФС-2) – уникальная экспериментальная база, не имеющая мировых аналогов Стенд необходим для изучения физики быстрых реакторов, решения задач безопасности, оптимизации активных зон и обоснования параметров замкнутого топливного цикла. Материалы стендов позволяют моделировать активные зоны, зоны воспроизводства, отражатели, внутриреакторные

хранилища и внутрикорпусные защиты, а также топливные циклы и хранилища ОЯТ и РАО. За период эксплуатации на стендах было собрано свыше 100 критсборок, которые внесены в электронную базу данных экспериментов на БФС. На стенде были собраны крупномасштабные сборки активных зон РУ БН-800 с МОКС-топливом, БРЕСТ-ОД-300 и БН 1200 со СНУП- и МОКС-топливом.

Эксперименты на БФС – это ценная информация, однако сборки представляют собой довольно сложную конфигурацию, особенно для инженерных кодов. Поэтому для использования экспериментальных результатов для верификации кодов, важным этапом является создание бенчмарк-моделей. Использование разработанных простых расчетных моделей позволит быстро определять наиболее подходящие нейтронные данные для лучшего описания поведения реактора в процессе его эксплуатации и в дальнейшем, возможной модернизации этих моделей.

Выполнение данной работы позволит верифицировать на полномасштабной модели реактора расчетные коды и при необходимости усовершенствовать их.

Экспериментально-расчётное исследование методов определения температуры нейтронного газа

Кушнир Н.О., Лапин А.С., Невиница В.А., Гроль А.В.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: фактор Весткотта, критстенд АСТРА, нейтронный газ, температура, ВТГР, анализ спектра, кадмиево-гадолиниевый «термометр»

Температура нейтронного газа является одним из важнейших параметров, характеризующих спектр нейтронов в тепловых реакторных системах (в частности, ВТГР), которая может использоваться для оценки степени представительности и контроля экспериментов. Экспериментальное определение данного спектрального индекса может использоваться при валидации нейтронно-физических кодов (подбор библиотеки многогрупповых констант, корректировка модели термализации и т. п.) и в задачах, требующих точного знания спектра (расчёт коэффициента воспроизводства, скорости наработки конкретных изотопов и т.п.).

Целью настоящей работы является анализ экспериментов по измерению температуры нейтронного газа на критическом стенде АСТРА (НИЦ «Курчатовский институт»), предназначенном для моделирования физики ВТГР. В рамках данных экспериментов моделировался реактор PBMR с шаровой засыпкой твэлов в активной зоне. Эксперименты на сегодняшний день не описаны и не включены в международные базы знаний IRPhEP, ICSBEP.

В рамках анализа экспериментов разработаны трехмерные модели для кодов MCU-HTR, Serpent и MCNP5, которые основаны на методе Монте-Карло. Проведена кроссверификация расчетных кодов, а также сравнение результатов расчётов с экспериментом в части критичности сборок и определения температуры нейтронного газа.

Для определения температуры нейтронного газа использовались методики на основе анализа спектра, а также кадмиево-гадолиниевого «термометра» на основе отношения факторов Весткотта. Последняя методика проста в реализации по сравнению с активационными методами, при этом обладает достаточной точностью.

По результатам работы предложена модификация расчётной методики кадмиево-гадолиниевого «термометра»: добавлен поправочный коэффициент на блокировку плотности потока нейтронов гадолиниевыми образцами. Кроме того, приведен способ повышения точности определения температуры нейтронного газа по данной методике при использовании кадмиевого соотношения, определенного расчётным путём, в местах измерений. Показана применимость методики кадмиево-гадолиниевого «термометра» для определения температуры нейтронного газа с использованием экспериментальных данных, полученных на критстенде АСТРА.

Разработка системы контроля профиля энерговыделения извлеченной ТВС методом гамма-сканирования в активной зоне РУ БРЕСТ-ОД-300

Аваев В.Н. , Александров С.И., Жирнов А.П., Максимов И.Ю., Новиков И.В., Солдатов Е.О., Суханова Н.И., Ламанов С.А., Шашков Е.С.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: реактор БРЕСТ-ОД-300, энерговыделение в активной зоне, тепловыделяющая сборка, гамма-сканирование, спектрометр на основе бромида лантана ($LaBr_3$), MCU-BR, верификация расчетных кодов

Реализация проектов ядерной энергетики четвертого поколения на базе реакторных установок со свинцовым теплоносителем, таких как БРЕСТ-ОД-300, предъявляет повышенные требования к системам контроля ядерной безопасности и управления топливным циклом. В соответствии с требованиями «Правил ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» (НП-082-07), регламентирующей обеспечение ядерной и радиационной безопасности при обращении с ядерным топливом, на реакторной установке должны быть предусмотрены средства контроля неравномерности энерговыделения в активной зоне. АО «НИКИЭТ» обладает многолетним опытом создания систем внутриреакторного контроля для различных типов установок, включая реакторы РБМК. В данной работе представлена разработка системы контроля профиля энерговыделения извлеченной тепловыделяющей сборки (ТВС), основанной на принципе гамма-сканирования.

Целью работы является создание расчетно-экспериментальной методики определения как относительного, так и абсолютного энерговыделения по высоте ТВС реактора БРЕСТ-ОД-300. На первом этапе проведен нейтронно-физический расчет активной зоны с использованием прецизионной программы MCU-BR. Полученные расчетным путем поля энерговыделения служат реперной основой, в дальнейшем, они будут верифицированы по экспериментальным данным гамма-сканирования. Предлагаемая методика измерения реализуется следующим образом: реактор выводится на малый уровень мощности в течение заданного времени, после выдержки (обеспечивающей спад активности короткоживущих нуклидов), извлеченная ТВС перемещается вдоль спектрометрического оборудования с применением разгрузочно-погрузочной машины. В качестве детектора используется сцинтилляционный кристалл на основе бромида лантана ($LaBr_3$). Регистрируя активность реперных продуктов деления, предполагается определять энерговыделение как в относительных единицах, так и в абсолютных.

Время облучения и время выдержки были определены путем проведения вариантных расчетов активности ПД, в которых были рассмотрены различные варианты режимов. Критерием выбора являлось практическое отсутствие изменения активности реперных нуклидов во время проведения измерения.

Для обоснования возможности применения детектора $LaBr_3$ было проведено предварительное моделирование амплитудного распределения гамма-квантов в программах EffMaker, SpectraLine, Nuclide Master Plus. Эффективность регистрации и моделирования гамма-спектров для различных геометрий измерения методом Монте-Карло определяется с помощью программы EffMaker. Библиотека, содержащая параметры, на основе которых вычисляется активность нуклидов, формировалась с помощью программы Nuclide Master Plus. Энергетическую градуировку спектрометра, управлением процессом проведения измерения и определения активности нуклидов обеспечивает программа SpectraLine.

На данном этапе, с целью упрощения задачи, геометрия объекта моделировалась в виде цилиндрического источника, имитирующего ТВС. Такой подход позволил оценить эффективность регистрации гамма-излучения спектрометром с кристаллом $LaBr_3$ с учетом наличия коллиматора и самопоглощения в материале. Полученные значения активности продуктов деления подтвердили принципиальную применимость выбранного детектора для решения поставленной задачи.

Таким образом, в ходе работы разработана концепция системы контроля профиля энерговыделения извлеченной ТВС методом гамма-сканирования для реактора БРЕСТ-ОД-300, включающая расчетное обоснование полей энерговыделения в программе MCU-BR и моделирование отклика спектрометра с применением программ EffMaker, Nuclide Master Plus, SpectraLine. Дальнейшие этапы работы предполагают усложнение расчетной модели (переход к полногеометрическому описанию ТВС), проведение экспериментальных исследований с применением делящихся детекторов на основе U-235 и спектрометра с детектором на основе $LaBr_3$. Это позволит выполнить метрологическую аттестацию разработанной экспериментальной методики и верификацию расчетной модели MCU-BR в установленном порядке.

Расчетное обоснование спектрометрической методики измерений энерговыделения в твэлах ТВС сборки критической ШЕЛЬФ

Аваев В.Н., Александров С.И., Кривошеин И.Н., Максимов И.Ю., Новиков И.В., Суханова Н.И., Шашков Е.С., Ячменёв П.И.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: реакторная установка ШЕЛЬФ-М, критическая сборка, MCU-NR, энерговыделение твэлов, гамма-сканирование, ППД ОЧГ, моделирование гамма-спектров, верификация расчетных моделей

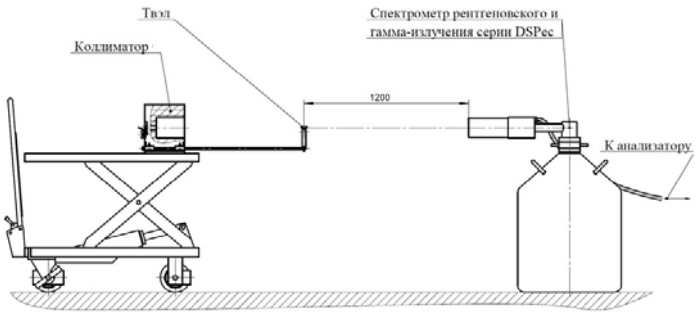
Развитие атомной энергетики малой мощности является одним из приоритетных направлений в обеспечении энергией удаленных и труднодоступных регионов с децентрализованным энергоснабжением. В рамках этого направления АО «НИКИЭТ» ведет разработку реакторной установки ШЕЛЬФ-М – инновационного энергоблока интегрального типа с водо-водяным реактором тепловой мощностью 35 МВт и электрической мощностью до 10 МВт.

Создание установок такого класса требует высокой точности обоснования их нейтронно-физических характеристик на всех этапах жизненного цикла. Одной из ключевых задач является достоверное определение пространственного распределения энерговыделения в твэлах. Наиболее информативным методом контроля распределения энерговыделения в облученных тепловыделяющих элементах является гамма-сканирование с применением полупроводниковых детекторов (ППД). В данной работе представлены результаты разработки расчетно-экспериментальной методики верификации программного комплекса MCU-NR, основанной на последующем сопоставлении с данными гамма-сканирования твэлов на критическом стенде ШЕЛЬФ-М.

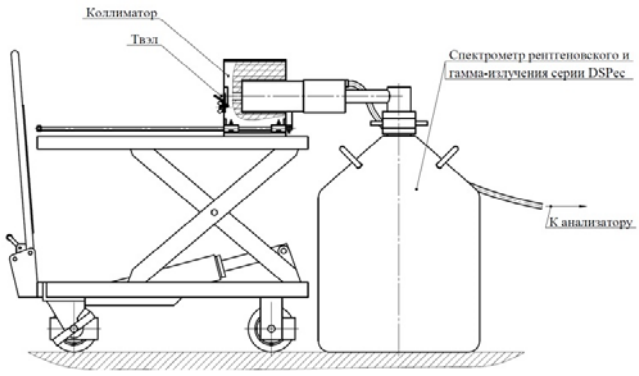
Целью работы является обоснование применимости прецизионных расчетов MCU-NR для восстановления профиля энерговыделения по высоте твэлов реактора ШЕЛЬФ-М. На первом этапе создана детальная нейтронно-физическая модель активной зоны в программном комплексе MCU-NR, учитывающая конструктивные особенности и материальный состав исследуемых элементов.

Для верификации этой модели разработана экспериментальная методика, предусматривающая два режима гамма-спектрометрических измерений на критическом стенде с применением спектрометра на основе полупроводникового детектора из особо чистого германия (ОЧГ) (см. рис.). Первый режим – абсолютное измерение всего твэла без использования коллиматора. В этом режиме регистрируется полный поток гамма-излучения продуктов деления по всей длине твэла, что позволяет определить абсолютное энерговыделение в твэле. Второй режим – относительные измерения с применением коллиматора. В этом режиме извлеченный твэл будет перемещаться вдоль коллиматора, обеспечивая поточечное сканирование профиля гамма-излучения по высоте твэла.

Высокое энергетическое разрешение ППД ОЧГ позволяет надежно выделять фотопики реперных продуктов деления. Совместное использование абсолютного и относительного измерений обеспечит получение верификационных данных.



Режим 1. Измерение суммарной активности



Режим 2. Измерение распределения активности по высоте твэла

Установка гамма-спектрометрическая

В данной работе было выполнено моделирование гамма-спектров продуктов деления урана-235. Эффективность регистрации определяется с помощью программы EffMaker. Библиотека, содержащая параметры, на основе которых вычисляется активность нуклидов, формировалась с помощью программы Nuclide Master Plus. Энергетическую градуировку спектрометра, управлением процессом проведения измерения и определения активности нуклидов обеспечивает программа SpectraLineGP.

Моделирование для обеих измерительных геометрий проводилось с учетом реальных размеров твэла, конструкции коллиматора, геометрии расположения детектора и эффектов самопоглощения в материале топливной композиции. Полученные модельные спектры позволили обосновать выбор оптимальных реперных нуклидов для восстановления энерговыделения в каждом из режимов измерений.

Ключевым результатом работы на текущем этапе является создание комплексной расчетно-экспериментальной методики, объединяющей нейтронно-физический расчет в MCU-NR и прецизионное моделирование гамма-спектров в программном комплексе EffMaker, Nuclide Master Plus, SpectraLineGP. Разработанная методика создает основу для последующей верификации расчетных моделей по натурным данным. Дальнейшие этапы работы предполагают проведение экспериментальных исследований на критическом стенде ШЕЛЬФ-М с облученными твэлами.

Расчетно-экспериментальное определение эффектов реактивности реактора БОР-60 на основе эксплуатационных параметров

Попыванов К.В., Меркулов А.И., Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю., Гришин К.С.

АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Ключевые слова: БОР-60, эффект реактивности, нейтронно-физические характеристики, расчетная модель

Реактор на быстрых нейтронах БОР-60 является уникальным и сложным ядерно опасным инструментом для отработки технологий быстрых реакторов, испытаний различных материалов и элементов реакторов. Поэтому точное определение эффектов реактивности имеет критически важное значение для обеспечения безопасной эксплуатации реактора БОР-60 и проведения реакторных испытаний.

Работа посвящена определению эффектов (ЭР) и коэффициентов (КР) реактивности (температурные, мощностные, от выгорания топлива) реактора БОР-60 на основе расчетных и эксплуатационных данных. Выполнено сравнение экспериментально определенных ЭР и КР с данными, полученными по результатам расчетов по аттестованным нейтронно-физическим кодам, что подтвердило надежность и точность значений получаемых в реакторе БОР-60. Проведены сравнения результатов расчетов нейтронно-физических характеристик на начало и конец компаний. Установлены закономерности изменения ЭР при пуске, работе реактора на мощности и останове. Полученные результаты имеют практическое значение для обоснования безопасности БОР-60 при расчетах проводимых реакторных испытаний и продолжительности микрокампаний реактора. Данная расчетно-экспериментальная методика определения ЭР и КР в перспективе может быть применена при эксплуатации многоцелевого быстрого исследовательского реактора МБИР.

Амплитудно-временная градуировка измерительного тракта на установке высокоэнергетических нейтронов ГНЕЙС

Миргородских К.С., Намаконов В.В., Костенко И.И.
ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ», Снежинск

Ключевые слова: двухпараметрическая система, спектр времени пролёта, амплитудный метод, нейтроны типа spallation, ИСНП/ГНЕЙС

В докладе представлен анализ результатов амплитудных экспериментов, проведённых с целью калибровки двухпараметрической системы измерений в энергетической области нейтронов до 1 ГэВ. Работа выполнена в рамках отработки методов и средств измерений для создаваемого ускорителя протонов Ц-250 центра радиационных испытаний РФЯЦ-ВНИИТФ в связке с протон-нейтронным конвертером.

Экспериментальные исследования проводились на нейтронном источнике типа spallation, на базе протонного синхроциклотрона ПИЯФ СЦ-1000, ГНЕЙС. Диаметр нейтронного пучка составил 80 мм, а его интенсивность составила $1{,}4 \cdot 10^4$ нейтр./(см^2 с).

Измерения были выполнены методом времени пролёта с набором амплитудных спектров. В качестве аппаратуры использовалась двухпараметрическая система в составе многоканального анализатора с возможностью фиксации временной метки Caen Hexagon со сцинтилляционным детектором на основе кристалла стильбена размером ∅ 70×70 мм. Времяпролетная база составила 42 м.

Результатами измерений являются: двухпараметрический спектр, временной и аппаратурный спектр. Посредством анализа двухпараметрического спектра была определена калибровочная кривая, которая связывает энергию налетающих нейтронов с амплитудным откликом системы в области нейтронов порядка 100 МэВ.

Измерение спектральных характеристик высокоэнергетических нейтронов, получаемых на мишенях ускорителей ТЗЧ

Намаконов В.В., Костенко И.И., Миргородских К.С., Мосеева А.Р.
ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ», Снежинск

Ключевые слова: нейтроны с энергией до 250 МэВ, метод нейтронно-активационного анализа, нейтронно-активационный детектор ^{209}Bi, протон-нейтронный конвертер, синхроциклотрон СЦ-1000

В настоящее время в РФЯЦ-ВНИИТФ создается центр радиационных испытаний, который будет оснащен различными типами установок – ускорители электронов, циклотрон ионов, ускоритель протонов и нейтронные генераторы. Для получения высокоэнергетических нейтронов энергией до 250 МэВ будет использован создаваемый ускоритель протонов Ц-250, оснащенный протон-нейтронным конвертером. Одной из основных задач при эксплуатации этого ускорителя является измерение спектральных характеристик поля нейтронов.

В работе представлены результаты экспериментов по измерению спектральных характеристик нейтронного излучения, индуцируемого в протон-нейтронном конвертере под действием протонов с энергией 250 МэВ. Протон-нейтронный конвертер

представляет собой цилиндр диаметром 50 мм и длиной 80 мм, состоящий из двух одинаковых частей – Be и W. Экспериментальные исследования проводились на базе протонного синхроциклотрона СЦ-1000.

Исследования выполнены методом нейтронно-активационного анализа, с использованием нейтронно-активационного детектора ^{209}Bi в реакциях от (n, 3n) до (n, 13n), измерены спектральные индексы нейтронов с разными порогами регистрации (14, 22, 30, 38, 45, 54, 61, 71, 78 и 130 МэВ) под углами 0, 45 и 90 градусов. Для измерения активности нейтронно-активационных детекторов использовались полупроводниковые детекторы из особо чистого германия.

По результатам проведенных исследований были получены числа реакций/ядро для каждого порога нейтронно-активационного детектора ^{209}Bi. Погрешность в реакциях от (n, 4n) до (n, 10n) составила – от 6 до 20 %, в реакциях (n, 3n) и от (n, 11n) до (n, 13n) – от 20 до 80 %.

Расчетно-экспериментальное исследование поля нейтронов генератора НГ- 12И методом нейтронно-активационного анализа

Мосеева А.Р., Намаконов В.В., Самарин С.И., Кашаева Е.А., Нагаева Т.С., Пасечников В.П., Мокичев А.Г., Пономаренко С.Н.

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ», Снежинск

Ключевые слова: нейтронно-активационный анализ, активационный интеграл, пространственно-энергетическое распределение нейтронов, генератор НГ-12И

В настоящее время актуальным направлением является проведение испытаний электронно-компонентной базы микроэлектроники на радиационную стойкость к высокоэнергетическому нейтронному излучению, моделирующему потоки атмосферных нейтронов. В РФЯЦ ВНИИТФ такие исследования проводятся с помощью 14 МэВ нейтронов, генерируемых на установке НГ-12И. Для точного определения причины сбоев электроники важным параметром является пространственно-энергетическое распределение нейтронов, выходящих из источника. Поэтому было проведено исследование характеристик нейтронного поля в рабочих точках (местах установки испытуемых образцов) генератора НГ-12И: активационных интегралов и флюенса нейтронов в зависимости от расстояния до источника.

Целью работы являлось исследование пространственно-энергетических характеристик нейтронного излучения генератора 14 МэВ нейтронов.

Установка НГ-12И представляет собой высоковольтный ускоритель ионов, в котором нейтроны получаются по реакции T(d, n)^{4}He при бомбардировке ионами дейтерия, ускоренными до энергии 215 кэВ, атомов трития титан-тритиевой мишени.

Пространственно-энергетические характеристики нейтронного поля были определены экспериментально методом нейтронно-активационного анализа с помощью пороговых нейтронно-активационных детекторов (ДНА) из фтора (F), алюминия (Al), меди (Cu), цинка (Zn), ниобия (Nb). Для чего последовательно были облучены по десять детекторов одного типа, расположенных в аттестуемых точках на линии горизонтальной плоскости перпендикулярно оси ускоренного пучка дейтронов (на 10 см от мишени первый ДНА и далее ДНА через каждые 10 см). По активности полученных изотопов рассчитаны активационные интегралы для реакций активации ^{19}F(n, 2n)^{18}F,

$^{63}Cu(n, \gamma)^{64}Cu + {}^{65}Cu(n, 2n)^{64}Cu$, $^{27}Al(n, \alpha)^{24}Na$, $^{93}Nb(n, 2n)^{92m}Nb$, $^{64}Zn(n, p)^{64}Cu$ с относительной погрешностью не более 7 % (P = 0,95).

Также проведены расчеты активационных интегралов на один нейтрон источника в реальной геометрии эксперимента, используемых ДНА по программе ПРИЗМА (программа для решения задач совместного переноса частиц различной природы методом Монте-Карло) с использованием версии нейтронных констант ПРОМ-119, с учетом конструкции мишенного устройства, его окружения и материалов. Значения рассчитаны с относительной статистической погрешностью не более 1 % при P = 0,95.

В итоге были получены характеристики спектра для пяти энергетических групп в зависимости от расстояния до источника – мишени генератора НГ-12И. Сравнение полученных расчетных и экспериментальных нормированных значений активационных интегралов на значение монитора из фторопласта показало небольшие расхождения в пределах 10 %. Результаты планируется использовать при проведении испытаний на радиационную стойкость электронных компонентов радиоаппаратуры, а также тестирования спектрометрического и дозиметрического оборудования.

Анализ возможных погрешностей расчета функции учета выгорания ДПЗ при большом протекшем заряде

Мильто Н.В., Расчетнова М.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: детектор прямого заряда (ДПЗ), выгорание ДПЗ, система внутриреакторного контроля (СВРК), ВВЭР, индивидуально-технические характеристики ДПЗ (ИТХ)

Внутриреакторный контроль на энергоблоках ВВЭР осуществляется посредством сборок внутриреакторных детекторов (СВРД), каждая из которых включает в себя семь детекторов прямого заряда (ДПЗ) с родиевым эмиттером.

Выгорание ДПЗ (снижение чувствительности детектора к нейтронам) в системе внутриреакторного контроля (СВРК) определяется одним параметром — интегралом тока детектора по времени (зарядом, протекшим через него). Выгорание ДПЗ учитывается при расчете коэффициентов чувствительности (переходных функций). Коэффициенты чувствительности позволяют перейти от измеряемого тока родиевого ДПЗ к среднему линейному энерговыделению шести ближайших твэлов для каждого типа ТВС.

В настоящее время в СВРК без потери точности восстановления энерговыделения в активной зоне используются функции выгорания ДПЗ до 150–160 Кл. Такой диапазон выгорания ДПЗ полностью перекрывает четыре года эксплуатации (четыре «короткие» кампании) СВРД в любой напряженной ТВС с любым проектным обогащением.

С переходом ВВЭР на 18-месячные топливные циклы при эксплуатации СВРД в течение трех «длинных» кампаний, протекший заряд в ДПЗ мог достигать уже 180–200 Кл, что выходило за допустимую область выгорания, требовало отбраковки ДПЗ и могло привести к деградации функций СВРК. Поэтому СВРД стали эксплуатироваться только две «длинные» топливные кампании.

В данной работе оценено влияние возможных неопределённостей некоторых параметров на точность функций выгорания ДПЗ при прогнозных расчётах с выгоранием до 200 Кл. Исследовались изменения трёх параметров: диаметра эмиттера ДПЗ, веро-

ятностей вылета электрона из определённого слоя эмиттера ДПЗ и гамма-составляющей сигнала ДПЗ.

Установлено, что при изменении указанных параметров даже при учете ИТХ для каждой партии СВРД, для больших выгораний ДПЗ расхождение между функциями учёта выгорания становится существенным.

Поскольку все расчеты переходных функций и функций учета выгорания ДПЗ требуют подтверждения экспериментальными данными, то для окончательного вывода о возможности эксплуатации ДПЗ в ВВЭР до 200 Кл без потери точности контроля за энерговыделением в активной зоне требуется провести эксперименты по исследованию глубокого выгорания ДПЗ. Эксперименты должны включать сравнение в одном нейтронном потоке выгоревшего и свежего ДПЗ.

Гипотезы к моделированию электронно-фотонного каскада в ДПЗ

Калугин М.А., Курченков А.Ю., Никулин М.Ю., Прохоров Д.Н., Расчетнова М.А., Шкаровский Д.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: MCU-PD, ДПЗ, электронно-фотонный каскад, метод Монте-Карло, электрический ток

Одной из важных составляющих системы внутриреакторного контроля (СВРК) ВВЭР является правильная интерпретация показаний нейтронно-чувствительных внутриреакторных датчиков прямого заряда (ДПЗ). Если нейтронная составляющая (активация – скорость поглощения нейтронов в эмиттере ДПЗ) очень хорошо изучена и не вызывает сомнений, что электронно-фотонная часть и аналитически, и экспериментально изучена далеко не полностью.

В данной работе анализируется существующая рабочая модель токообразования и влияние на нее изолятора в ДПЗ. С помощью моделирования электронно-фотонного каскада по программе MCU-PD оценивается влияние радиуса максимума потенциала электрического поля в изоляторе на ток родиевого ДПЗ и, соответственно, на функцию перехода от тока ДПЗ к энерговыделению ТВС, использующиеся в СВРК ВВЭР.

Для этого было выполнено моделирование переноса фотонов и электронов, образующихся в эмиттере ДПЗ в результате реакции поглощения нейтронов ядрами ^{103}Rh. Источник соответствующего излучения поочередно задавался в каждой из десяти равнообъемных зон эмиттера. Далее по результатам моделирования рассчитывался электрический ток, возникающий в ДПЗ, и оценивалась его зависимость от радиуса максимума потенциала электрического поля в изоляторе. Изолятор разбивался на 10 равнообъемных зон, границы между которыми служили вариациями этого радиуса.

Результаты показали, что при смещении радиуса максимума потенциала электрического поля в изоляторе в сторону эмиттера наблюдается увеличение тока в ДПЗ вплоть до 6,5 %, а при смещении в сторону коллектора – уменьшение тока до минус 8,3 % по сравнению с результатами, полученными для стандартного значения этого радиуса.

Таким образом, с помощью моделирования электронно-фотонного каскада методом Монте-Карло было проведено исследование влияния заряда, индуцирующегося в изоляторе, на ток ДПЗ. Анализ результатов показал, что даже при сравнительно не-

большой толщине изолятора его влияние на результирующий сигнал ДПЗ достаточно сильное. Авторы надеются подтвердить или уточнить результаты проведенного анализа экспериментальными данными с облучением исследуемого ДПЗ на стенде «П» в НИЦ «Курчатовский институт».

Прецизионные расчёты показаний датчиков при измерении эффектов реактивности на сборке БФС-88

Жирнов А. П., Рождественский И.М., Шульга А. М., Юферева В. А.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: прецизионные расчеты, органы регулирования, критический стенд, БФС-88, нейтронно-физические характеристики, быстрые реакторы

В 2022-2023 на стенде БФС-2 впервые выполнены эксперименты для определения нейтронно-физических характеристик БРЕСТ-ОД-300 на полномасштабной модели реакторной установки. Полученные данные использовались для обоснования погрешностей при аттестации ПК MCU-BR и FACT-BR. В настоящей работе отдельно рассмотрены эксперименты по измерению эффективности макетов органов систем управления и защиты (СУЗ), полученные в подкритическом состоянии критсборки методом обратного умножения (ОУ).

В работе проводится расчетное моделирование сборки БФС-88 в критических и подкритических состояниях с использованием аттестованного прецизионного программного кода (ПК) MCU-BR. Различные подкритические состояния создавались путём замены макетов гильз органов СУЗ на макеты органов СУЗ (и обратно) в различных комбинациях.

В ходе расчетного моделирования проведены оценки эффектов реактивности от замены органов СУЗ двумя различными методами:

– непосредственным моделированием экспериментальной методики путем расчета потока нейтронов в детекторах за пределами активной зоны и дальнейшей оценки эффективности поглощающих стержней в результате сравнения изменения потока в результате установки макетов органов СУЗ с реперным изменением показания детекторов при погружении в активную зону штатного АР-1 (автоматический регулятор реактивности),

– стандартным способом, использующимся при расчете эффектов реактивности в ядерных реакторах: расчёт k_{eff} для каждого состояния в рамках решения условно-критической задачи и последующее определение эффектов реактивности в сравнении с k_{eff} в реперном состоянии при положении всех штатных СУЗ на верхнем концевом выключателе (ВК).

Для понижения статистических погрешностей расчётных функционалов при задании расчётной модели сборки БФС-88 применён метод расщепления/рулетки, реализованный в программе MCU-BR.

Результатом работы стало сравнение расчётных изменений значений потока нейтронов с изменениями показаний датчиков в различных подкритических состояниях. Полученные данные демонстрируют хорошее согласие с экспериментальными значениями.

Влияние возвратных нейтронов на параметры измерений эффективной массы плутония-240 методом множественности нейтронов

Прошкина О.С., Рогожкин В.Ю.

АО «ВНИИНМ», Москва

Ключевые слова: метод множественности нейтронов, спонтанное деление, нейтронные совпадения, коэффициент отбора совпадений, эффективность регистрации, коэффициент умножения, ширина ворот совпадений, методика передачи единицы измерения

Метод множественности нейтронов предназначен для контроля массы плутония в различных материалах: оксидах, нитридах, таблетках смешанного уран-плутониевого топлива, а также в отходах. С его помощью оценивают скорость спонтанного деления (эффективную массу плутония-240) анализируемого образца. Для этого методом Россиальфа измеряют распределение множественности нейтронов во временных воротах, открывающихся после регистрации каждого нейтрона, и рассчитывают скорости счета одиночных нейтронов, двойных и тройных нейтронных совпадений. Результат анализа получают, решая в точечной модели суперделений обратную задачу относительно скорости спонтанного деления, коэффициента умножения нейтронов утечки и отношения числа (α, n)-нейтронов к числу нейтронов спонтанного деления с калибровочными коэффициентами – эффективностью регистрации нейтронов и коэффициентом отбора совпадений, установленными при калибровке счетчика множественности. Цель настоящей работы состоит в исследовании влияния на параметры задачи ширины ворот совпадений, которое обусловлено наличием делений, вызванных нейтронами, возвращающимися в плутониевый образец из блока детектирования, – возвратными нейтронами.

Для оценки влияния возвратных нейтронов на счетчике множественности RENMC были проведены калибровочные измерения с аттестованными объектами металлического плутония АО 95 505/531-44/506 и АО 95 505/531-44/406 с шириной ворот совпадений, изменяющейся в диапазоне от 5 мкс до 64 мкс; с каждой шириной ворот выполнено по 5000 измерений длительностью 30 с. Эффективная масса плутония-240 образцов составляет (8,067 ± 0,040) г и (2,922 ± 0,014) г, соответственно. Результаты сравнивались с расчетом, выполненным в программной среде SERPENT.

Было выявлено искажение теоретической зависимости коэффициента отбора совпадений, вытекающей из условия суперделений традиционной модели метода об одновременности рождения нейтронов вынужденного деления с первичными событиями. Установлена зависимость от ширины ворот совпадений эффективности регистрации нейтронов и распределения множественности нейтронов утечки, которой в условиях суперделений наблюдаться не должно. Выявленные эффекты объяснены псевдоисточником нейтронов спонтанного деления, возникающим в модели метода при регистрации совпадений в воротах конечной ширины. Влияние возвратных нейтронов на оценку скорости спонтанного деления зависит от размножающих свойств анализируемого образца и для рассмотренных образцов достигает 10 %, что значительно превосходит долю делений от возвратных нейтронов в суммарном числе делений. Полученные результаты позволили внести уточнения в методологию передачи единицы измерения калибровочных коэффициентов с помощью математического моделирования нейтронных процессов в счетчиках множественности неявными методами.

Разработка расчётной модели ДПЗ и его линии связи для задач моделирования РУ

Гольцев А.О., Федотов А.С.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: детектор прямого заряда (ДПЗ), внутриреакторный детектор (ВРД), линия связи, фоновый ток, система внутриреакторного контроля (СВРК), гамма-чувствительность

Системы внутриреакторного контроля (СВРК) являются обязательными при эксплуатации современных реакторных установок (РУ), как и отечественных проектов РБМК и ВВЭР, так и зарубежных. При помощи СВРК обеспечивается экономичная и безопасная эксплуатация РУ. Для контроля полей энерговыделения в активной зоне обычно используются внутриреакторные детекторы (ВРД) или другой термин - детекторы прямого заряда (ДПЗ) или в зарубежной литературе self-powered neutron detector – SPND. Они находятся в специальных инструментальных каналах и зачастую собраны в одну сборку с несколькими высотными секциями. Сигналы этих датчиков передаются по линиям связи через всю активную зону до приборной части СВРК, где они обрабатываются и передаются в другие системы.

Сопровождение эксплуатации РУ всё чаще требует расчётного обоснования, поэтому численное моделирование работы детектора и его линии связи становится всё более актуальным. Также появляются новые проекты РУ, которые также требуют обоснования применения стандартных ДПЗ или разработку новых, которые будут удовлетворительно работать в новых условиях.

Ключевым вопросом в расчётной модели ДПЗ является токообразование и сопутствующие при этом процессы. Всё чаще у современных авторов появляются сомнения о значительном влиянии на ток ДПЗ объемного заряда в изоляторе – так называемом приближение Уоренна (Warren). Это повышает актуальность изучения и переосмысления накопленного опыта эксплуатации подобного рода детекторов. Немаловажным аспектом в рассматриваемом контексте является достаточность описания физики процесса взаимодействия электронов и бета-частиц с веществом, который реализован в современных используемых программных средствах.

В работе рассмотрены отечественные и зарубежные подходы к моделированию работы ДПЗ и линий связи, что авторы понимают под током ДПЗ и как результаты моделирования соотнести с реальным током детектора. С использованием программы MCNP проведено моделирование штатных ДПЗ, используемых в РУ типа РБМК и ВВЭР и сравнение с их паспортной чувствительностью к нейтронному и гамма излучениям. Получено удовлетворительное совпадение.

Также в работе рассмотрена расчётная модель двужильной линии связи, используемой в РУ типа ВВЭР-1000. При помощи данной модели удалось качественно объяснить эффекты, наблюдаемые в экспериментах по облучению в гамма-полях образцов линий связи.

Методические особенности применения инженерных диффузионных нейтронно-физических программ для анализа экспериментов с облучательными устройствами в боковом экране

Каширина В.Е.[1], Котов Я.А.[1], Невиница В.А.[1], Фомиченко П.А.[1], Жемков И.Ю.[2], Набойщиков Ю.В.[2], Меркулов А.И.[2]

[1] НИЦ «Курчатовский институт», Москва
[2] АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Ключевые слова: минорные актиниды, америций, нептуний, выжигание, замедлитель, БОР-60, моделирование, нуклидная кинетика, облучательные устройства, расчетные исследования, инженерные диффузионные коды, JARFR

Проводимые в России исследования, связанные с возможностью утилизации минорных актинидов путем их облучения в реакторах на быстрых нейтронах, предполагают, среди прочих опций, рассмотрение возможности постановки в боковой экран реактора на быстрых нейтронах облучательных (как минимум экспериментальных) устройств, содержащих минорные актиниды. Обоснование таких работ требует проведения расчетов с использованием аттестованных нейтронно-физических программ, т.е. прошедших соответствующую верификацию и валидацию. Следует отметить, что на данный момент в области применения нейтронно-физических программ расчета РБН отсутствует и топливо с минорными актинидами, и возможность постановки ОУ, их содержащих. Решением проблемы может быть, во-первых, верификация путем сравнения с программами реперного класса точности (например, реализующими метод Монте-Карло) либо путем сопоставления с экспериментом. Основным препятствием является отсутствие результатов экспериментов по облучению МА, которые могли бы быть включены в матрицу верификации этих программ.

Существенным продвижением в решении этой проблемы является выполненный в 2019–2024 гг. комплекс работ по облучению мавэлов с Np и Am в различных спектрах нейтронов в боковом экране реактора БОР–60 с последующим радиохимическим анализом при проведении послереакторных исследований. Основная цель исследований – получение экспериментальных данных для сравнительной оценки эффективности выжигания, и трансмутации минорных актинидов в быстром и в промежуточном спектрах нейтронов. С этой целью в реакторе БОР–60 были выбраны две ячейки:

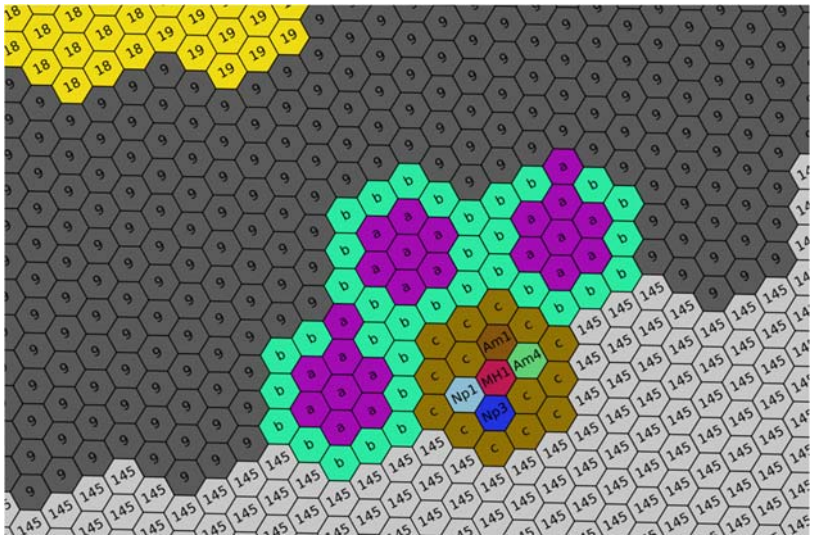
– МА847 – ячейка Б10 в девятом ряду, окружённая тремя сборками с замедлителем – гидридом циркония.

– МА848 – ячейка Б30 в седьмом ряду на границе активной зоны и бокового экрана без замедлителя.

В каждой ячейке находилось по 4 мавэла с минорными актинидами (два с Np и два с Am, а также урановые мониторы). Эти облучательные устройства имеют сильно гетерогенную структуру, поэтому наиболее удобным способом расчета таких экспериментов в облучательных устройствах является использование метода Монте-Карло.

Интерес, однако, вызывает возможность прямого применения инженерных программ для выполнения расчетного анализа таких экспериментов. Как показывает опыт, для этого можно отказаться от применения традиционного для быстрых реакторов расчетного разбиения «одна точка на ТВС в плоскости» и подобрать более детальную сетку (см. рис.). Опыт такого сорта расчетов был получен при использовании программы JARFR с библиотекой констант БНАБ-93 при расчетном анализе экспериментов на ис-

следовательском реакторе на быстрых нейтронах CEFR, конструктивно очень близким к реактору БОР-60.



Фрагмент картограммы мелкосеточной модели БОР-60.
Сборка МА847 в окружении сборок с гидридом циркония

В рамках данной работы была выполнена разработка расчетных моделей для моделирования экспериментов по облучению мавэлов с минорными актинидами в реакторе БОР-60 с использованием диффузионного кода. Для этого были созданы расчетные модели реактора БОР-60 двух типов:

– «стандартная» крупносеточная модель с одним расчетным узлом на ТВС в плоскости;

– мелкосеточная модель с 19 расчетными узлами на ТВС.

В силу того, что крупносеточная модель предполагает гомогенизацию всех материалов, попадающих в расчетную ячейку, то для расчета изотопной кинетики необходимо использовать специальный механизм виртуальных зон, в которых задаются ядерные концентрации материалов мавэлов, а плотность потока нейтронов используется по результатам крупносеточного расчета. Такой подход обеспечивает гетерогенный расчет выгорания, однако с использованием плотности потока нейтронов из гомогенизированного расчета. Подход с применением мелкосеточного (в данном случае 19 точек на ТВС в плоскости) расчета позволяет практически детально, с минимальными упрощениями, задать гетерогенную структуру облучательного устройства, тем самым имитируя гетерогенный расчет.

Выполненные расчет показали, что применяемы подходы позволяют достичь точности расчета не сильно отличающейся от программ, в которых реализован метод Монте-Карло.

Секция 6.
Ядерная и радиационная безопасность РУ

Реализация методов понижения дисперсии в программе B80GR комплекса программ САПФИР

Клименко Л.В., Гусев А.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: радиационная защита, метод Монте-Карло, методы понижения дисперсии, расщепление и русская рулетка, неявный захват, экспоненциальное преобразование

Задачи радиационной защиты, связанные с расчетом ослабления гамма-излучения в конструкционных материалах, часто требуют оценки функционалов на большом расстоянии от источника излучения. При проектировании биологической защиты ядерно-энергетических установок требуется оценка радиационной обстановки за толстыми защитными барьерами. Прямое аналоговое моделирование методом Монте-Карло в таких задачах становится неэффективным, так как лишь малая доля моделируемых частиц достигает детектора и вносит вклад в искомую величину. Это приводит к недопустимо большим затратам машинного времени для достижения приемлемой статистической погрешности.

В НИЦ «Курчатовский Институт», в рамках развития пакета программ САПФИР, для модернизации программы по прохождению ядерного излучения через вещество B80GR, предложена идея реализации методов понижения дисперсии.

Применение методов неаналогового моделирования особенно необходимо в задачах на глубокое прохождение излучения, где прямой аналоговый метод оказывается несостоятельным из-за того, что большинство моделируемых частиц не вносят значимого вклада в результат. Решение таких задач критически важно для областей радиационной защиты, медицины, контроля над ядерными материалами.

Расчётный код B80GR, входящий в пакет программ САПФИР, предназначен для моделирования переноса гамма-излучения методом Монте-Карло. В настоящей работе решается задача модернизации кода. Целью является реализация ряда методов понижения дисперсии и оценка эффективности их программной реализации путём сравнения с расчетным кодом MCNP5.

В код B80GR внедрены следующие методы:

Расщепление и русская рулетка – метод, при котором частицы, попадающие в важные области модели, расщепляются на несколько дочерних с пропорциональным уменьшением веса, что увеличивает статистику в зоне интереса. В неважных областях, наоборот, с некоторой вероятностью разыгрывается «русская рулетка», обрывающая траекторию с сохранением среднего веса, что экономит вычислительные ресурсы.

Неявный захват – метод, в котором при каждом взаимодействии вес частицы уменьшается на вероятность избежать поглощения, а само поглощение отсутствует, и частица продолжает движение. При достижении частицей граничных условий по энергии и весу применение данного метода прекращается. Данный метод предотвращает преждевременное окончание историй и повышает статистику в глубоко проникающих задачах.

Экспоненциальное преобразование – метод, который увеличивает длину свободного пробега с уменьшением веса при движении в заданном направлении и уменьшает длину свободного пробега с увеличением веса при движении в противоположном, что ускоряет продвижение частиц вглубь защитной композиции.

Усечение по энергии и весу – отбрасывание частиц, вес или энергия которых стали ниже заданных порогов, что предотвращает розыгрыш малоинформативных историй.

Для кроссверификации реализованных методов понижения дисперсии выбрана тестовая задача: однородная стальная сфера радиусом 120 см, плотностью 7,8 г/см^3, материал – сталь марки 12Х18Н10Т. Выбор стали обусловлен её широким применением в качестве конструкционного материала и материала защиты в ядерных технологиях. В центре сферы расположен точечный изотропный источник гамма-квантов со сложным многогрупповым спектром в диапазоне энергий 0,1 – 15 МэВ. Регистрируемым функционалом является ток гамма-излучения через сферические поверхности, расположенные на различных расстояниях от источника. Расчеты выполнены с использованием программы B80GR, входящей в комплекс программ САПФИР, и кода MCNP5. Для расчётных программ были подготовлены библиотеки в форматах ТЕМБР-САПФИР и ACE на основе оценённых ядерных данных ENDF/B-VII.1 при помощи процессинговой программы GRUCON.

Для количественной оценки эффективности реализованных методов используется критерий FOM (Figure of Merit). Расчёты выполнялись для каждого метода по отдельности в кодах B80GR и MCNP. Сравнение FOM для идентичных методов позволяет оценить корректность программной реализации.

Моделирование сценариев нарушения нормальной эксплуатации сред гидрометаллургической переработки ОЯТ

Скворцов М.В., Кощеева А.М.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: гидрометаллургическая переработка ОЯТ, нарушение нормальной эксплуатации, скорость выхода РН, возгорание органических сред

В настоящее время на радиохимических предприятиях по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) применяется гидрометаллургическая схема. Оценка безопасности на всех операциях переработки ОЯТ является первостепенной и требует внимательного отношения как со стороны эксплуатирующих организаций, так и надзорных органов. Для объектов ядерного топливного цикла не исключены нарушения нормальной эксплуатации (ННЭ), которые могут привести к проектным и запроектным авариям. Например, при нарушениях нормальной эксплуатации, связанных с разрушением первого барьера безопасности, возможен выход радионуклидов (РН) в газовую фазу и попадание их в системы газоочистки, вентиляционные трубы/шахты и как следствие выброс в атмосферу, что влечет серьезные радиационные последствия для населения и окружающей среды.

Для моделирования ННЭ были разработаны сценарии при проливах/возгорании жидких радиоактивных сред продуктов гидрометаллургической переработки ОЯТ:

– Сц. № 1: разгерметизация при условиях нормальной эксплуатации (температура, концентрация РН, наличие окислителей/восстановителей);

– Сц. № 2: разгерметизация при нарушении нормальной эксплуатации, отклонение, выражающееся в нарушении температурного режима, концентрация РН;

– Сц. № 3: разгерметизация при нарушении нормальной эксплуатации, отклонение, выражающееся в нарушении, концентрация РН;

– Сц. № 4: нарушение нормальной эксплуатации, отклонение выражающиеся в нарушении концентрации окислителей/восстановителей.

Для проведения экспериментов по сценариям 1 – 4 была разработана методика по улавливанию вышедших в газовую фазу РН, с целью определения их скорости выхода по формуле 1.

$$r_i^n = \frac{m_i^n}{S \cdot \Delta t_n}, \quad (1)$$

где m_i – масса i-го элемента, вышедшего в газовую фазу, г; S – площадь, м^2; Δt_n – время, ч.

В настоящей работе рассмотрены две системы: имитатор водного раствора ОЯТ (пролив) и система ТБФ/н-додекан в соотношении 30:70 после контакта с имитатором водного раствора ОЯТ (горение). Эксперимент проводился в приборе по определению температуры вспышки ТВЗ-ЛАБ с подключенной вытяжной системой из термостойкого стекла. Определение концентраций осуществлялось методом масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой.

Анализ полученных результатов показал, при проливе водного раствора ОЯТ наибольшие скорости выхода РН происходят при сценарии №2 (в основном переходят в газовую фазу элементы: технеций, стронций, цезий, йод, сурьма, значения скорости выхода которых превышают $1 \cdot 10^{-2}$ л/(м^2·ч)). При горении системы ТБФ/н-додекан также наибольшие скорости выхода при сценарии № 2 и наблюдались для элементов Ce, Nd, Zr, Sm, La в диапазоне $2{,}86 \cdot 10^{-4}$ – $1{,}31 \cdot 10^{-1}$ г/(м^2·ч). Результаты исследований по другим сценариям для обоих растворов показали, что:

Сц. № 1 – наименьшие скорости;

Сц. № 3 – при уменьшении концентрации РН в растворах скорости выхода симметрично снижались;

Сц. № 4 – изменение концентрации окислителей/восстановителей в растворах не оказывало значительного влияния на скорости выхода РН.

Алгоритм расчета показателей пожаровзрывобезопасности для пирофорных материалов в программном коде «Firex»

Гёзалян Л.В., Кощеева А.М.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: пожаровзрывобезопасность, тепловой взрыв, объекты ядерного топливного цикла

Обеспечение пожаровзрывобезопасности технологических процессов объектов ядерного топливного цикла (ОЯТЦ) является важной составляющей ядерной и радиационной безопасности. Взрывы и пожары могут быть причиной разрушения физических барьеров на пути распространения радиоактивных веществ и ионизирующего излучения. Несмотря на то, что для ОЯТЦ, руководствуясь требованиями п. 6.7.2

НП-016-05, в проекте при выборе технологических процессов предпочтение необходимо отдавать технологиям, исключающим использование взрывоопасных веществ и смесей, полностью отказаться от использования ряда материалов не представляется возможным. Так, например, при пирохимической переработке ОЯТ возможно образование мелкодисперсных пирофорных порошков нитридов, оксидов урана и плутония, которые при нарушениях нормальной эксплуатации могут воспламеняться, что следует учитывать при оценке безопасности объекта.

Одними из основных задач по обеспечению пожаровзрывобезопасности технологических процессов радиохимических производств является предотвращение воспламенения газовоздушных и паровоздушных смесей, твердых горючих материалов, а также возникновения теплового взрыва. Для этих целей был реализован программный код FIREX, предназначенный для проведения расчетной оценки пожаровзрывобезопасности технологических процессов радиохимических производств ядерного топливного цикла. В программном коде FIREX реализованы методики расчетной оценки пожаровзрывобезопасности, позволяющие осуществить консервативную оценку основных пожаровзрывоопасных параметров.

В настоящей работе показана реализация алгоритма расчета для пирофорных материалов. Воспламенение пирофорных материалов происходит, за счет высокой скорости окисления, обусловленной небольшим размером частиц. Программный код FIREX позволяет осуществить расчет: максимальной температуры реакции, максимального давления и распадного тепловыделения

В основе расчета максимальной температуры лежит предположение о том, что все тепло, выделяющееся в результате горения, затрачивается на нагревание продуктов реакции. Для тех же целей в коде реализован расчет избыточного давления при воспламенении пылевоздушных смесей согласно СП 12.13130.2009.

Так как программный код FIREX предназначен для ОЯТЦ, то также, в расчетах показателей пожаровзрыбезопасности было учтено распадное тепловыделение, возникающее вследствие воздействия ионизирующего излучения.

Таким образом, обеспечение пожаровзрывобезопасности на предприятиях ОЯТЦ требует учета специфических факторов, выходящих за рамки стандартных подходов, – в частности, обращения с пирофорными материалами и наличия распадного тепловыделения. Разработанный программный код FIREX, учитывающий данные особенности, позволяет на этапе проектирования и эксплуатации выполнить консервативную оценку критических параметров (адиабатической температуры горения, избыточного давления и тепловыделения от ионизирующего излучения) для оценки пожаровзрывобезопасности.

Анализ радиационных последствий выбросов для обоснования категории потенциальной радиационной опасности ИЯУ МБИР

Шпилько М.А., Перегудова О.О., Мухамадеев Р.И., Леванова М.В., Виноградов А.В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

При проектировании объектов использования атомной энергии, в том числе реакторов на быстрых нейтронах, необходимо обосновать их безопасность с точки зрения воздействия газо-аэрозольных выбросов на человека и окружающую среду. Так, для исследовательских ядерных установок (ИЯУ), в соответствии с нормативным документом НП-033-11 целью обеспечения безопасности ИЯУ является ограничение его ради-

ационного воздействия на работников, население и окружающую среду. В условиях нарушения нормальной эксплуатации и проектных аварий не должны быть превышены дозовые пределы для условий нормальной эксплуатации, в условиях запроектных аварий – радиационное воздействие ограничивается.

За последние десять лет проект претерпел множество корректировок, связанных с различными факторами, например, с изменением компоновочных решений, описанием сценариев протекания аварий. Поэтому в 2024–2025 гг. в рамках государственных контрактов были проведены новые расчетные оценки радиационных последствий выбросов ИЯУ МБИР для некоторых аварий.

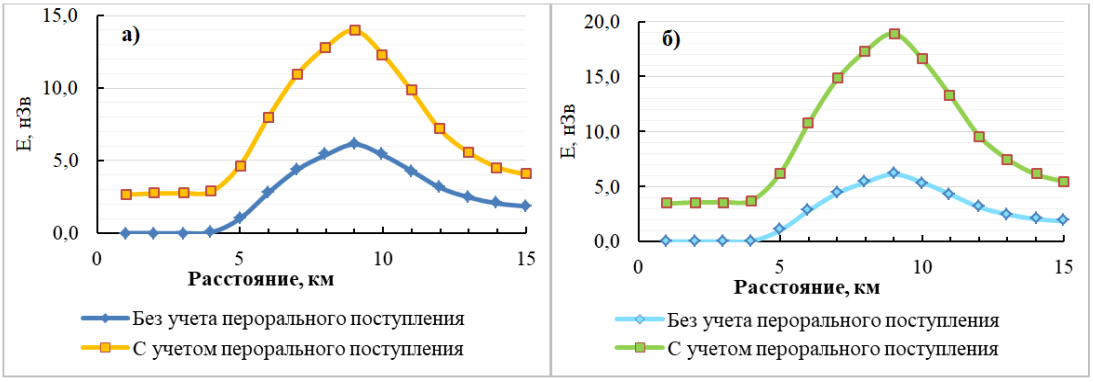
Расчетная оценка дозовых нагрузок на персонал в настоящей работе проводилась в соответствии с методическими подходами. Оценка дозовой нагрузки на население проводилась с использованием программы для ЭВМ «ВЫБРОС-БН», разработанной АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». В основе ВЫБРОС-БН лежит рекомендованная нормативной документацией Гауссова модель, которая позволяет рассчитывать эффективные и эквивалентные дозы на различные группы населения от точечного источника выброса на расстояниях от 100 м до 30 км.

На основании предварительных расчетов было выбрано две критические группы: взрослые и дети в возрасте от 1 до 2 лет для проведения дальнейших расчетных оценок.

В работе рассматривалось пять исходных событий аварий в связи с необходимостью учета корректировок системных и проектных решений для ИЯУ МБИР, а также три исходных события аварий, для которых изменились исходные данные и дополнительно были оценены дозы облучения населения за счет потребления загрязненных радионуклидами продуктов питания местного производства. На рисунке представлено сравнение результатов без учета перорального поступления и с учетом для двух критических групп населения на примере аварии «Разгерметизация натриевого трубопровода вспомогательных систем первого контура, незащищенного страховочным кожухом».

Увеличение эффективных доз облучения при пересчете с учетом перорального поступления (см. рис.) обусловлено составом аварийного выброса и особенностью поведения радионуклидов в организме человека. Несмотря на это, полученные дозовые нагрузки не превышают установленных пределов.

Таким образом, при расчете радиационных последствий восьми аварийных сценариев эффективные дозы облучения лиц из населения не превышают 1 мЗв, что позволяет обосновать категорию потенциальной радиационной опасности ИЯУ МБИР не выше II в соответствии с действующими санитарными правилами и гигиеническими нормативами СанПин 2.6.1.23-03, а также в соответствии с методическими указаниями к установлению категории потенциальной опасности радиационного объекта.



Эффективные дозы облучения населения для категории погоды F:
а) взрослые, б) дети в возрасте от 1 до 2 лет

Применение нейронной сети для отбора состояний при анализе ядерной безопасности в запроектной аварии с потерей теплоносителя в бассейне выдержки

Глазков А.С.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: анализ ядерной безопасности, ВВЭР, запроектная авария, реалистичный подход, метод Монте-Карло, нейронные сети

Действующие нормативные документы в области анализа ядерной безопасности энергоблоков атомных станций предписывают представлять в отчетах об обосновании безопасности реалистический (неконсервативный) анализ запроектных аварий (ЗПА). Из этого требования следует, что в каждом отчете для каждого энергоблока требуется приводить расчеты $К_{эф}$ с минимальным количеством принятых допущений, на основе данных, наиболее полно описывающих эволюцию рассматриваемой системы. Прямой расчет всех состояний является крайне ресурсоемкой задачей, поскольку в рамках даже одного сценария количество состояний превышает десятки тысяч. Применение экспертной оценки в некоторых сценариях также малоосуществимо из-за распределения теплофизических параметров по высотным слоям. Более того, одним из главных недостатков экспертной оценки является необходимость в накоплении экспертом многолетнего опыта для каждого сценария запроектной аварии. Для решения этой задачи была разработана комбинированная методика анализа ядерной безопасности, сочетающая в себе использование метода Монте-Карло и алгоритмы искусственных нейронных сетей (ИНС).

В рамках данной работы была рассмотрена ЗПА в бассейне выдержки реактора ВВЭР-1000. Исходным событием в рассматриваемой аварии является течь облицовки бассейна выдержки. Одновременно с этим в бассейне выдержки находятся ТВС, аварийно выгруженные из реактора. Вследствие остаточного энерговыделения, вода в бассейне выдержки начинает нагреваться и в итоге закипать. При снижении уровня воды в бассейне выдержки ниже верхнего края шестигранных труб возможно возникновение области разноуровневости. Разноуровневость характеризуется большим уровнем воды в области ТВС (внутри шестигранных труб), чем в пространстве между ними. Данное явление может приводить к увеличению величины $К_{эф}$, поскольку уменьшается поглощение нейтронов в межтрубном пространстве.

Исходные теплофизические данные, полученные в ходе работы кода СОКРАТ/В1, представляли собой несколько вариантов протекания аварии в зависимости от времени выдержки и энерговыделения ТВС. В каждом из вариантов содержались распределения плотности воды внутри и между шестигранными бористыми трубами по 20 высотным слоям. Суммарное количество состояний, представленных в каждом из вариантов расчета равняется 70 000.

Нейтронно-физические расчеты в данной статье были выполнены с применением комплекса программ САПФИР-2006, реализующего метод Монте-Карло с библиотеками на основе российских оценок нейтронных сечений – БД ЛНФК-87/03.

В основе разработанной комбинированной методики лежит алгоритм обучения ИНС для решения задачи регрессии. Процесс обучения состоит из итерационного подбора параметров ИНС на основании обучающей выборки, содержащей в себе значения $К_{эф}$ и распределения теплофизических параметров. Помимо этого, процесс обучения включает в себя подбор гиперпараметров ИНС с целью достижения наилучшей предсказательной способности. После обучения проводится расчет величины неопределенности ИНС, на основании отклонений прогнозов $К_{эф}$ от рассчитанных значений в те-

стовой выборке. С помощью полученной величины неопределённости и предсказаний ИНС отбираются состояния для дальнейшего расчета по аттестованной нейтронно-физической программе.

В результате апробации методики на одном из сценариев ЗПА из исходных 25 000 состояний было отобрано 4, в число которых входило состояние с максимальным значением $К_{эф}$.

Для проверки области применимости разработанной методики был рассмотрен сценарий, в котором тип ТВС был изменен. В результате проверки с помощью методики было отобрано 10 состояний, в числе которых было состояние с максимальным $К_{эф}$.

Моделирование экспериментов по прохождению гамма-излучения через вещество в рамках пакета программ САПФИР

Гусев А.А., Клименко Л.В.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: Радиационная защита, гамма-излучение, нейтронное излучение, Метод Монте-Карло, задача на прохождение, доза излучения, расчёт экспериментальных задач

В отделе анализа ядерной безопасности объектов использования атомной энергии (ОАЯБ ОИАЭ) ведутся работы по разработке нового комплекса программ для решения комплексных вопросов безопасности при обращении с топливом на АЭС.

При этом, если раньше проводились, в основном, оценки ядерной безопасности при обращении с топливом по значению $К_{эфф}$, то сейчас с учётом кредита выгорания в задачи входит комплексное рассмотрение ядерной и радиационный безопасности при обращении с выгоревшим топливом.

В целях создания инструмента комплексного анализа безопасности в рамках пакета программ САПФИР была создана программа B80GR по расчёту прохождения гамма-излучения через вещество.

Программа B80GR основана на методе Монте-Карло и использует в своей основе групповой подход. Программа может работать с любым выбранным количеством энергетических групп, в диапазоне энергий от 0 до 20 МэВ. Библиотеки сечений для необходимого числа групп подготавливаются при помощи процессинговой программы GRUCON.

Расчёт прохождения нейтронного излучения через вещество осуществляется модулем B40 комплекса программ САПФИР. На данный момент работа модуля B40 и программы B80GR происходит последовательно и независимо друг от друга. Между ними налажен обмен данными для учёта реакции (n, γ) и моделирования вторичного гамма-излучения.

В разработанной программе реализовано большое количество типов регистрации токов и потоков моделируемого излучения. Помимо классической регистрации в зонах построенной модели осуществлена также регистрация в геометрии не связанной с геометрией основной модели, таким образом можно задавать регистрационные сферы, цилиндры, параллелепипеды и поверхности регистрации, которые никак не влияют на построенную модель. Такой подход позволяет проводить регистрацию в любых интересующих областях модели без усложнения её геометрии. Также, выбранные реги-

страционные ячейки независимы друг от друга, что допускает их пересечение в построенной геометрии.

Задание источника излучения осуществлено двумя способами. Точечный источник излучения – выбранная точка пространства с заданной энергией излучения. Объёмный источник излучения – выбранные зоны построенной модели, в каждой из которых может быть установлен свой спектр излучения, а также доля вклада в общий источник излучения. Таким образом обеспечивается моделирование различных типов источников с различной геометрией в одной задаче.

В программе B80GR осуществлён пересчёт рассчитанных потоков в дозу излучения при помощи дозовых коэффициентов, взятых из норм радиационной безопасности НРБ-99/2009.

Для демонстрации работы разработанного программного средства была проведена серия расчётов открытых опубликованных экспериментов, результаты этих расчётов и будут отражены в данной работе.

Развитие гауссовой модели рассеивания применительно к условиям сложного рельефа

Яковлева О.В., Шмельков Ю.Б.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: атмосферное рассеивание, приземные концентрации, модель Гаусса, коэффициенты дисперсии, радиационные последствия, сложный рельеф

Одной из приоритетных задач атомной энергетики является повышение безопасности станций на этапах проектирования и эксплуатации. Целями обоснования безопасности атомных электростанций (АЭС) является обоснование радиационной безопасности с точки зрения воздействия на население и персонал АЭС, а также снижение уровня воздействия до допустимого, согласно нормативной документации. Анализ радиационных последствий аварий подразумевает расчет величины дозы облучения людей на территории загрязнения для определения потенциальных рисков для населения и планирования мероприятий по защите от радиационного воздействия. Для расчета величины дозы необходимо провести моделирование переноса радиоактивных продуктов деления в окружающей среде и определить концентрацию продуктов деления в конкретной точке местности.

Моделирование атмосферной дисперсии основано на численной реализации моделей физических явлений, которые прогнозируют эволюцию, распространение и осаждение загрязняющих веществ. Существующие нормативные методики основываются на классических гауссовых моделях рассеивания. К их преимуществам относят простоту реализации и практического применения, накопленный опыт валидации и минимальный требуемый набор исходных данных для расчета. Несмотря на указанные преимущества классических гауссовых моделей, существует ряд ограничений и приближений. Во-первых, гауссовы модели используют упрощенную параметризацию атмосферных условий на основе полуэмпирических корреляций. Во-вторых, они опираются на допущение о горизонтальной однородной подстилающей поверхности, игнорируя возможные неоднородности рельефа. Однако по состоянию на 2019 год 42 % действу-

ющих ядерных реакторов в мире расположены в регионах со сложными физико-географическими характеристиками (прибрежные зоны, горный рельеф).

Для снятия ограничений, которыми обладают классические гауссовы модели, необходимо использовать более развитые модели, которые реализуют точные физические подходы к расчету высоты подъёма шлейфа и параметров дисперсии с учетом обтекания потоком неоднородностей рельефа, что позволит корректно оценивать дозовую нагрузку на население.

Целью работы усовершенствование подходов к моделированию переноса продуктов деления и модернизация разработанного кода «МАП-ТА» для расчетного обоснования радиационной безопасности населения при запроектных авариях. Реализуемая модель учитывает физические процессы в пограничном слое атмосферы, используя теорию подобия для расчета вертикальных распределений ветра, температуры и турбулентности. К тому же, данный подход учитывает неоднородность подстилающей поверхности посредством алгоритма, который представляет шлейф выброса как комбинацию двух компонент: вклад от горизонтального распространения и вклад шлейфа, следующего за рельефом. Модель учитывает аэродинамическое влияние застройки, а также процессы сухого и влажного осаждения примеси. Проведена серия верификационных расчетов для усовершенствованной модели (без учета рельефа) с целью сопоставления результатов с данными, полученными по стандартным гауссовым методикам, которые реализованы в программном средстве «МАП-ТА». Расчеты выполнены для стабильных и нейтральных условий атмосферы, по итогам сравнения получена сходимость для параметров дисперсии.

Оценка погрешности метода средних хорд при больших значениях пористости в модельной задаче с засыпкой топливных обломков

Бикчинтаев А.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: анализ ядерной безопасности, метод средних хорд, метод Монте-Карло, запроектная авария, повторная критичность, затвердевший кориум

В случае ЗПА реактор немедленно останавливается и с этого момента должен поддерживаться в подкритическом состоянии. Повторная критичность может возникнуть, например, при стекании кориума, вытекающего из разрушающейся активной зоны, в нижнюю камеру смешения реактора, которая ещё может содержать воду. При попадании расплава в воду образуется засыпка из твердых фрагментов застывшего расплава, находящихся в объёме воды. В данном случае возникает система с двойной гетерогенностью, т.е. среда, чья геометрия или состав могут быть описаны только через вероятность обнаружения определенных нуклидов в заданной её точке. При использовании программ, реализующих метод Монте-Карло, для оценки критичности таких сред возникает проблема низкого быстродействия данных программ. В связи с этим, при оценке критичности в системах с двойной гетерогенностью можно использовать программы, реализующие метод средних хорд.

Традиционно при решении задач на поиск величины $К_{эф}$ в системах с двойной гетерогенностью по ПК САПФИР-2006 проводилось сравнение результатов с помощью

метода средних хорд и детального задания геометрии. Получаемые в этом случае результаты всегда сходились в границах методической погрешности метода средних хорд для систем с малым значением пористости. В данной работе приведено сравнение результатов расчетов $К_{эф}$ при использовании метода средних хорд с результатами расчетов $К_{эф}$ при детальном задании геометрии для модельной задачи с шаровой засыпкой топливных обломков при больших значениях пористости. Целью данной работы являлась кроссверификация метода средних хорд и детального задания геометрии с помощью ПК САПФИР-2006 и ПС OpenMC на примере модельной задачи с шаровой засыпкой для объемных долей воды, близких к экспериментальным значениям.

При моделировании затвердевшего кориума рассматривалось свежее топливо из оксида урана обогащением 4,95 %, окруженное водой. Топливные обломки имели одинаковый размер и шаровую форму. Рассматриваемые диапазоны топливных обломков (от 0,25 мм до 20 мм) и объемных долей воды (от 0,5 до 0,7) были выбраны на основе существующих экспериментальных данных. Были рассмотрены системы с затвердевшим кориумом с граничными условиями отражения: регулярная квадратная решетка (обычная и объемно-центрированная), неупорядоченная геометрия (случайное распределение шаровых обломков в заданном объеме). Также рассмотрена засыпка из затвердевшего кориума на днище корпуса реактора ВВЭР-1200.

Нейтронно-физические расчеты в данной статье были выполнены с применением комплекса программ САПФИР-2006, реализующего метод средних хорд, с библиотекой ENDF/B-VII.1 и программного средства OpenMC, реализующего метод Монте-Карло, также с библиотекой ENDF/B-VII.1.

В результате анализа полученных результатов были сделаны следующие выводы:

– на всем рассматриваемом диапазоне диаметров топливных шаров при объемных долях воды $p \leq 0{,}65$ отклонения результатов расчетов $К_{эф}$ не превышают суммарную погрешность программных средств;

– при объемной доле воды $p = 0{,}7$ отклонения результатов расчетов $К_{эф}$ не превышают суммарную погрешность программных средств при диаметрах $d \leq 1{,}2$ см.

При бóльших значениях пористости метод даёт завышенные значения $К_{эф}$ относительно результатов, полученных по OpenMC.

Обоснование применимости двухизотопной модели плутония при определении параметров ядерной безопасности

Кравец А.А., Егоров Г.О.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Вовлечение плутония в топливный цикл неизбежно сопряжено с техническим перевооружением существующих производственных мощностей и возникновением большого количества вопросов в части обеспечения ядерной безопасности на объектах ядерного топливного цикла.

Для обеспечения ядерной безопасности на объектах ядерного топливного цикла при использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерных делящихся материалов необходимо создание и поддержание условий для исключения возникновения самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления, путём ограничения параметров оборудования и технологических процессов, отклонения от которых могут привести к аварии.

В настоящее время параметры уран-плутониевых систем определяются путём расчёта коэффициента размножения нейтронов для каждой системы отдельно, ввиду отсутствия универсальных параметров, приведенных в стандартах по ядерной безопасности Госкорпорации «Росатом». Данный подход не является оптимальным, так как он сопряжён с большим количеством расчётов, необходимостью учитывать реальный изотопный вектор плутония и большими временными затратами для обоснования ядерной безопасности каждой отдельной единицы оборудования.

Определение безопасных параметров уран-плутониевых систем и создание нового стандарта Госкорпорации «Росатом» поможет, при проектировании, сократит количество расчетов для обоснования безопасности оборудования и технологических процессов. Однако это невозможно без применения двухизотопной модели плутония, поскольку при рассмотрении реального изотопного вектора плутония количество расчётных вариантов стремится к бесконечности.

Целью работы является обоснование применимости двухизотопной модели плутония, с учетом содержания только плутония-239, 240, при определении параметров реальных систем с многоизотопным вектором плутония.

В ходе работы была проведена оценка применимости двухизотопной модели к системам, описанным в экспериментах, приведённых в International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. Также была проведена оценка влияния двухизотопной модели на коэффициент размножения нейтронов в системах с изотопным составом ОЯТ реакторов ВВЭР. Анализ ОЯТ реакторов ВВЭР проводился на основании данных, приведённых в РБ-093-20.

Анализ влияния примесей в составе вольфрамовой первой стенки токамака нового поколения на ее радиационные характеристики

Халиков Р.С., Блохин П.А., Кизуб П.А., Ефремов Р.О.

ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: токамак, первая стенка, вольфрам, активация конструкционных материалов, радиационная безопасность

В России в рамках Федерального проекта «Технологии термоядерной энергетики» активно ведутся исследования в области управляемого термоядерного синтеза (УТС), направленные на формирование передовой научно-исследовательской инфраструктуры, создание систем управляемого термоядерного синтеза и плазменных установок, призванных стать фундаментом для генерации экологически безопасной энергии.

Одной из основных проблем проектируемых термоядерных установок является выбор материалов компонентов, обращенных к плазме, в первую очередь материала первой стенки, который должен обладать высокой термостойкостью, устойчивостью к нейтронному облучению, эрозии и т.д. В международном экспериментальном термоядерном реакторе ИТЭР в 2023 году было принято решение заменить изначально рассматриваемый в качестве материала первой стенки бериллий на вольфрам, ввиду опасений по поводу токсичности, возможного плавления и образующегося в результате эрозии количества пыли бериллия.

В связи с этим, так же, как для ИТЭР, целесообразно рассматривать использование вольфрама в качестве материала первой стенки национальных проектов токамаков.

Поскольку в плазме возникает нейтронное излучение, которое взаимодействует с материалами первой стенки, что приводит к их активации, необходимо оценить характеристики облученного материала (активность, энерговыделение, изотопный состав). Эти характеристики могут влиять как на возможность обслуживания панелей первой стенки персоналом при эксплуатации установки, так и на методы обращения с ними после их выгрузки из реактора. Полученные результаты оценок, согласно НП-091-1, должны быть представлены в отчете по обоснованию безопасности (ООБ) установки еще на стадии проектирования.

В данной работе проводились вариантные оценки радиационных характеристик вольфрама различного состава в первой стенке токамака нового поколения с применением программных средств TDMCC (моделирование переноса нейтронов методом Монте-Карло) и аттестованного в области УТС кода нуклидной кинетики TRACT-F. Проведены анализ влияния различных примесей в исходном составе вольфрама разных марок на его радиационные характеристики, а также анализ путей образования наиболее значимых радионуклидов, дающих основной вклад в активность и энерговыделение облученного материала.

Программа расчета изменения нуклидного состава ядерного топлива в рамках пакета программ САПФИР

Листов А.С., Осадчий А.И., Титаренко И.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: нуклидная кинетика, выгорание ядерного топлива, программный комплекс САПФИР-2006, кредит выгорания, ядерная безопасность

В комплексе нейтронно-физических программ САПФИР-2006 для расчета изменения нуклидного состава топлива в процессе выгорания с 1970-х гг. использовался инженерный модуль OTRAWA, который отслеживает переходы между 69 основными изотопами. Остальные изотопы учитываются через эффективный осколок с помощью кумулятивных параметров переходов. В настоящее время рассматривается вопрос об использовании подхода «кредит выгорания» при обосновании ядерной безопасности при обращении с топливом на АЭС и его транспортировании вне АЭС. Это связано с планируемым увеличением исходного обогащения ядерного топлива. Также в связи с увеличением высоты топливного столба ТВС возникают проблемы с учетом радиационного воздействия на поверхности транспортных контейнеров для перевозки выгоревшего топлива от источников излучения в концевых элементах ТВС. Для решения данных задач в пакете программ САПФИР разработан программный модуль для расчета нуклидной кинетики S71T. Основной особенностью нового модуля является создание программы решения системы дифференциальных уравнений большого порядка для учета всех возможных переходов изотопной кинетики. Рабочая библиотека RDD, использующаяся в S71T, содержит информацию о вероятностях, каналах и продуктах распада для 3780 изотопов и изомеров. Подробность изотопных переходов позволяет отказаться от кумулятивных параметров переходов и эффективного осколка.

Приводятся результаты кроссверификации модуля S71T на основе расчетов тестовых задач. Получены среднеквадратичные отклонения по результатам расчетов с использованием модуля S71T для 40 изотопов.

Проведено сравнение экспериментально измеренных концентраций изотопов в топливе реакторов ВВЭР-1000 и PWR с результатами расчета по нескольким программам, включая модуль S71T. Показано, что расхождение расчетных и экспериментальных значений концентраций большинства изотопов превышает 10 %, а в отдельных случаях превышает 80 %. При этом плохо коррелируют между собой результаты расчета по разным программам ввиду различной интерпретации неизвестных условий экспериментов.

Разработка методики расчетов выбросов РВ при ЗПА для перспективной РУ БН

Кузнецов Д.В., Анфимов А.М., Кирилов И.Н., Тимин Д.А.

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Ключевые слова: обоснование безопасности, запроектная авария, реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, герметичное ограждение, выброс радиоактивных веществ, расчетная методика, СОКРАТ-БН

Важной составляющей обоснования безопасности реакторной установки (РУ) является анализ запроектных аварий (ЗПА), который в соответствии с НП-001-15 выполняется в целях разработки мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии и составления руководства по управлению ЗПА. Основным результатом анализа ЗПА является оценка доз облучения персонала и населения, которая проводится на основе данных по выбросу радиоактивных веществ (РВ) в ходе аварии.

В перспективной РУ на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН) в условиях ЗПА выход РВ возможен вследствие их утечки из газовой полости реактора в шахту реактора и надреакторное пространство, срабатывания предохранительных устройств в системе защиты от превышения давления в первом контуре, потери герметичности трубопроводов и оборудования реактора. При этом выход РВ реализуется в помещения энергоблока (ЭБ), откуда через систему вентиляции возможно их попадание в окружающую среду. Эти помещения входят в состав герметичного ограждения (ГО), которое предназначено для локализации выделяющихся РВ. Поэтому важной задачей является оценка эффективности локализации РВ внутри ГО.

В настоящее время анализ ЗПА для действующих и перспективной РУ БН проводится с использованием программы СОКРАТ-БН. Программа для ЭВМ СОКРАТ-БН имеет гибкую нодализациию, за счет чего возможно моделирование различного оборудования и трубопроводов РУ, а также помещений и элементов систем вентиляции ЭБ. В части моделирования основных процессов в РУ, включая транспорт РВ, программа СОКРАТ-БН аттестована.

Целью настоящей работы является разработка расчетной методики, позволяющей осуществлять расчет транспорта РВ в газовой системе реактора, помещениях ЭБ и выброса в окружающую среду, с учетом их локализации в ГО проектируемой перспективной РУ БН. Реализация описанной выше методики осуществлялась в программе для ЭВМ СОКРАТ-БН.

В докладе представлено описание разработанной расчетной методики, а также результаты расчетов выбросов РВ в условиях ЗПА с функционированием и отказом ГО, продемонстрирована высокая эффективность ГО в части снижения выбросов РВ в окружающую среду при авариях.

Методические подходы к расчетному обоснованию радиационной безопасности установок УТС

Ефремов Р.О., Кизуб П.А., Блохин П.А., Халиков Р.С., Бриткина В.С.

ИБРАЭ РАН, Москва

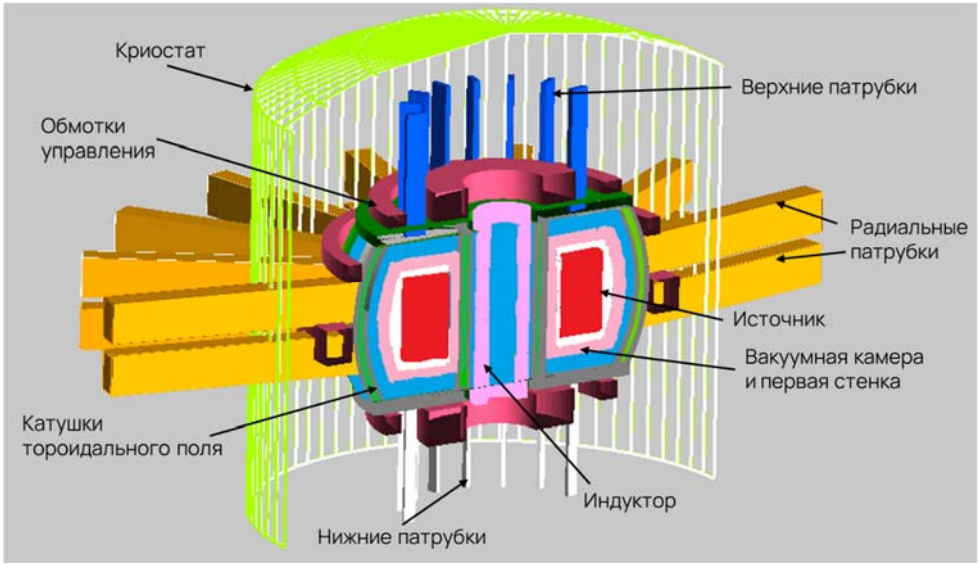
Одной из целей федерального проекта «Технологии термоядерной энергетики» (в 2021–2024 гг. – «Разработка технологий управляемого термоядерного синтеза и инновационных плазменных технологий») является создание энергетической инфраструктуры токамака нового поколения, работающего, в частности, на дейтериевом топливе. В результате термоядерной реакции D-D синтеза образуются высокоэнергетические нейтроны, которые взаимодействуют с конструкционными материалами установки и экспериментального зала, что приводит к их активации и возникновению полей остаточного гамма-излучения.

Наличие данных излучений требует проведения расчетно-аналитических исследований в обоснование радиационной безопасности персонала и населения. Анализ результатов таких исследований должен быть включен в состав отчетов по обоснованию безопасности, которые являются составной частью комплекта документов для получения лицензий на размещение, сооружение и эксплуатацию установки.

В докладе представлены методики, модели (см. рис.) и результаты расчетных оценок радиационных полей вблизи установки типа токамак во время и после дейтериевого импульса. В частности, приведены прогнозные дозовые поля в экспериментальном зале установки и за его пределами на различные времена эксплуатации токамака, а также радиационные характеристики активированных материалов.

Анализ результатов расчетов позволил сделать выводы о необходимости принятия мер радиационной защиты персонала для установок УТС: определить режим доступа для персонала во время дейтериевого импульса и после серии дейтериевых импульсов.

Полученные оценки дозовых воздействий на персонал и предложенные меры радиационный защиты могут быть использованы при обосновании безопасности дейтериевого режима работы установок УТС.



Трехмерная модель установки в графическом редакторе GRATOR

Методические подходы к определению местоположения ТВС с негерметичными твэлами по показаниям оперативных систем КГО реакторов на быстрых нейтронах

Дмитриев Д.В.[1], Филимонов Е.В.[1], Албутова О.И.[2], Гурьев С.А.[2], Кудряев А.А.[2], Лукьянов Д.А.[2]

[1] АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск
[2] АО «НТЦ Диапром», Москва

Ключевые слова: локализация, контроль герметичности оболочек твэлов, реактор на быстрых нейтронах

Система контроля герметичности оболочек твэлов (КГО) предназначена для контроля состояния (герметичности) оболочек твэлов ТВС, как в процессе эксплуатации реактора (оперативные системы КГО), так и на остановленном реакторе, включая процесс отмывки отработавших ТВС (неоперативные системы КГО).

Неоперативные системы КГО позволяют однозначно идентифицировать дефектные ТВС с негерметичными твэлами на остановленном реакторе. Однако процедуры проведения технологических операций занимают достаточно много времени, что приносит существенные экономические потери. Применение различных методов идентификации (определения вида топлива и его выгорания) и локализации (определения местоположения) дефектных ТВС по показаниям оперативных систем КГО на работающем реакторе позволяет значительно сократить время поиска на остановленном реакторе.

В докладе рассмотрены методические подходы к идентификации и локализации дефектных ТВС с использованием следующих оперативных систем КГО реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (типа БН):

– секторной системы КГО по запаздывающим нейтронам (ССКГО), предназначенной для непрерывного измерения потока запаздывающих нейтронов (ЗН), испускаемых продуктами деления и попадающих в теплоноситель первого контура через дефекты в оболочке твэла;

– газовой системы КГО (ГСКГО), предназначенной для непрерывного контроля объемной активности газообразных продуктов деления в газовой полости реактора;

– натриевой системы КГО (НСКГО), предназначенной для контроля за накоплением в теплоносителе первого контура радиоактивных продуктов деления.

Существует несколько актуальных методов локализации по показаниям ССКГО.

Байесовский метод локализации основан на результатах вероятностного сравнения модельных и реальных приращений показаний ССКГО (откликов), возникающих при разгерметизации твэлов. Модельные отклики ССКГО сформированы для каждой ТВС методом статистического моделирования распределения осколков деления ядерного топлива в потоке теплоносителя по секторам активной зоны. В докладе приведены алгоритм, физические основы метода локализации и описание диагностических моделей переноса осколков деления в теплоносителе.

Метод угловой локализации заключается в определении углового направления (азимутального угла) из центра активной зоны на дефектную ТВС по показаниям измерительных каналов ССКГО. Для решения данной задачи возможно применение двух алгоритмов.

Первый из них основан на аппроксимации функции отклика ССКГО различными функциональными зависимостями – функцией Гаусса и полиномом 4-го порядка. Угловой параметр, обеспечивающий максимум аппроксимирующей функции, определяет азимутальный угол на дефектную ТВС. Метод показал эффективность и устойчивость

при наличии трудно учитываемых факторов, связанных со сложной гидродинамикой потоков теплоносителя первого контура и возникающих при этом эффектами «неоднородности» показаний ССКГО при нахождении дефектной ТВС в активной зоне реактора типа БН.

Второй подход использует векторное моделирование функции отклика, рассматриваемой как вероятностное распределение случайной величины угловой координаты регистрируемого сигнала ССКГО на интервале ее допустимых значений. Рассматриваемая модель базируется на двух основных допущениях: 1) максимальный сигнал ССКГО должен достигаться в точке с угловой координатой, соответствующей направлению на дефектную ТВС; 2) распределение сигнала относительно данного направления является симметричным. Суть метода состоит в определении вектора наиболее вероятного направления на дефектную ТВС посредством суммирования весовых векторов, длины которых пропорциональны значениям функции отклика в каждом измерительном канале. Направление результирующего вектора определяет ожидаемый азимутальный угол дефектной ТВС (его математическое ожидание), а его длина характеризует степень достоверности оцениваемого направления. На основе анализируемых данных может быть оценена область неопределенности местоположения дефектной ТВС в азимутальном и радиальном направлениях.

Методы программно реализованы и применяются при поиске дефектных ТВС на реакторах типа БН (реакторы БН600 и БН800 Белоярской АЭС). В докладе представлены результаты применения методов и приведены точностные характеристики локализации каждого метода.

Метод идентификации вида топлива дефектных ТВС по показаниям ГСКГО заключается в определении зависимости относительного выхода радиоактивного нуклида ГПД (^{133}Xe, ^{135}Xe, ^{85}mKr, ^{88}Kr и ^{87}Kr) от его постоянной распада. Исходными данными являются измеренные приращения активности реперных нуклидов ГПД над фоновыми значениями зарегистрированные ГСКГО. Методика позволяет на ранней стадии разгерметизации оболочки твэла (газовая неплотность) определить вид топлива дефектной ТВС, что в свою очередь позволяет оценить радиационные последствия и оперативно принять меры по эксплуатации реакторной установки до превышения проектных пределов.

Метод идентификации дефектных ТВС по показаниям НСКГО основывается на определении «возраста» дефектной ТВС по результатам измерений выхода активности нуклидов цезия (^{134}Cs, ^{136}Cs, ^{137}Cs, ^{138}Cs) в теплоноситель. Нуклиды ^{137}Cs, ^{138}Cs образуются непосредственно при делении ядер топлива, нуклиды ^{134}Cs, ^{136}Cs в основном образуются в результате ядерных реакций с участием продуктов деления ядерного топлива.

Различные периоды полураспада этих нуклидов и механизмы образования приводят к существенному изменению соотношений их активностей в твэлах в зависимости от степени облучения топлива. Полученные экспериментальные соотношения активностей цезия в теплоносителе сравниваются с их расчетными величинами в твэлах.

Оптимальная последовательность поиска подлежащей выгрузке из реактора дефектной ТВС проводится с учетом информации о ее идентификации и локализации всеми оперативными системами КГО.

Сравнительный анализ нейтронно-физических характеристик уран-плутониевых загрузок ВВЭР средней мощности по эффективности и безопасности

Гладилина В.В., Увакин М.А., Устинов, А.Н., Джаландинов А.Д.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: реактор ВВЭР средней мощности, уран-плутониевое топливо, нейтронно-физические характеристики, обоснование безопасности

В настоящее время одним из перспективных направлений развития атомной отрасли является внедрение двухкомпонентной ядерной энергетики, которое поднимает вопрос возможности использования уран-плутониевых топливных загрузок в реакторах на тепловых нейтронах, в том числе, на реакторах ВВЭР средней мощности.

Внедрение топливного циклов с уран-плутониевым топливом требует проведения расчетного обоснования безопасности реакторной установки. Исходными данными для проведения анализов безопасности являются рамочные параметры – граничные значения нейтронно-физических характеристик топливного цикла, которые в дальнейшем используются для расчета широкого спектра режимов.

В работе проведен расчет граничных значений нейтронно-физических характеристик для нескольких вариантов топливных загрузок ВВЭР средней мощности с уран-плутониевым топливом. Рассматривались топливные загрузки, отличающиеся количеством загружаемых в активную зону ТВС с уран-плутониевым топливом. При расчете рамочных параметров учитывалось влияние отклонений параметров реактора: мощность реактора, температура теплоносителя на входе в реактор, расход теплоносителя через активную зону, положение рабочей группы ОР СУЗ, а также эффекты, связанные с отравлением реактора. Расчеты нейтронно-физических характеристик проводились с помощью расчетных программ САПФИР_95.1 и САПФИР_95&RC_ВВЭР.2.

По результатам выполненных расчетов определены рамочные параметры для рассматриваемых уран-плутониевых загрузок ВВЭР средней мощности, и проведен их сравнительный анализ с точки зрения влияния на безопасность установки при условии обеспечения требуемых показателей эффективности использования топливных загрузок. Также в ходе работы сформированы нейтронно-физические константы для программ КОРСАР/ГП и ТРАП-КС, с помощью которых планируется осуществлять следующий этап обоснования безопасности топливных загрузок – выполнение расчетов режимов нормальной эксплуатации, а также проектных и запроектных аварий.

Модифицированный комплекс переноса излучения в гетерогенных средах RTS&T

Цветков Д.А., Цветкова А.Р., Дегтярев И.И.

НИЦ «Курчатовский институт» – ИФВЭ, Протвино

Ключевые слова: перенос излучения, комплекс программ, компьютерное моделирование, метод Монте-Карло, микроскопические модели ядерных взаимодействий, библиотеки оцененных ядерных данных

В работе приводится описание новых возможностей модифицированного программного комплекса RTS&T (v. RTS&T-2025) реперного класса точности, предназначенного для статистического моделирования связанного переноса многокомпонентного излучения в гетерогенных пространственно-неоднородных средах при наличии электромагнитных полей в диапазонах низких, промежуточных и высоких энергий.

В сравнении с предыдущими версиями RTS&T-2025 содержит ряд модификаций и расширений, касающихся:

– расширения набора пакетов подготовки файлов мировых библиотек оцененных ядерных данных для их использования в качестве константного обеспечения моделирования переноса в диапазоне низких энергий, включая учет неопределенностей констант, рассчитанных на основе ковариационных данных,

– расширения набора программных реализаций микроскопических моделей γA-, hA- и AA-взаимодействий (адронных генераторов) в диапазоне промежуточных и высоких энергий,

– развития системы описания и визуализации геометрии расчетной системы на основе объединенного комбинаторно-воксельного подхода,

– включения в состав комплекса моделей расчета характеристик первичных радиационных повреждений конструкционных материалов при их облучении частицами различных типов,

– включения моделей расчета микродозиметрических параметров в биоткани (Микробиологической Кинетической Модели и Модели Локального Эффекта), используемых в системах планирования облучения пациента на установках протонной и ионной лучевой дистанционной терапии (усредненных по потоку или поглощенной дозе линейных передач энергии, относительной биологическая эффективности рассматриваемого типа излучения на заданном уровне выживаемости клеточных структур, биологической дозы),

– увеличения числа методов учета теплового движения атомов среды при моделировании переноса нейтронов с энергиями ниже 2-3 эВ.

Зависимость величины повреждающей дозы от состава активной зоны

Васильев Б.А., Игнатьев В.Н.

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Ключевые слова: реакторы на быстрых нейтронах, состав активной зоны, нейтронно-физические характеристики, выгорание топлива, повреждающая доза

Одним из главных факторов, определяющих работоспособность твэлов и допустимое выгорание топлива в реакторах на быстрых нейтронах, является радиационное повреждение конструкционных материалов активной зоны – материалов, используемых на оболочках твэлов и чехлах ТВС. Бóльшая величина повреждающей дозы в реакторах на быстрых нейтронах, по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах, определяется большей почти на два порядка плотностью потока нейтронов и более жестким спектром нейтронов.

Величина повреждающей дозы, вычисляется при проведении нейтронно-физического расчета с использованием групповых сечений смещений, зависящих от состава конструкционных материалов. Различия в величине повреждающей дозы, связанные с разным составом конструкционных материалов невелики. Различия в величине повреждающей дозы, обусловленные спектром нейтронов, значительны только для реакторов, сильно отличающихся по мощности, например, для исследовательского реактора БОР-60 и энергетических реакторов БН. Величина повреждающей дозы для реактора БН при одном и том же выгорании топлива определяется, в основном, видом топлива и его обогащением. Для лучшего понимания этой взаимосвязи можно использовать соответствующее соотношение, в которое, как основные параметры входят средние значения ядерных сечений делящихся изотопов и обогащение топлива. Сравнение результатов оценок по этому соотношению с результатами, полученными прямыми расчетами повреждающей дозы по нейтронно-физическому коду JARFR, показывает их близость, что позволяет использовать соотношение для инженерных оценок и интерпретации получаемых результатов.

Сопоставление значений повреждающей дозы для активных зон реакторов БН показывает, что фактором, определяющим их отличия, является обогащение топлива. Чем меньше обогащение топлива, тем больше повреждающая доза. По существу этот же фактор – требуемое меньшее обогащение по плутонию по сравнению с обогащением по урану-235 – определяет увеличение повреждающей дозы (примерно на 20 %) при переходе от уранового к уран-плутониевому топливу. То же можно отнести и к переходу на более плотное топливо, например нитридное. Но здесь следует отметить, что при одном и том же выгорании, выраженному в процентах тяжелых атомов или в энерговыработке на единицу массы топлива, кампания ТВС будет больше для более плотного топлива. Это надо учитывать при сравнении экономических характеристик ТВС с разным топливом, в случае, если возможное выгорание топлива будет определяться допустимой повреждающей дозой.

При разработке активных зон реакторов БН для снижения повреждающей дозы был использован ряд соответствующих технических решений. При разработке модернизированной активной зоны реактора БН-600 был использован подход к профилированию распределения энерговыделения с превышением тепловых нагрузок на твэлы в периферийных зонах обогащения (ЗСО, ЗБО) по сравнению центральной зоной (ЗМО), который обеспечил снижение максимальной повреждающей дозы на 5 %. по сравнению с вариантом выравнивания по тепловым нагрузкам. В реакторе БН-800 этот подход

нельзя было использовать в связи с отсутствием запаса по отношению к допустимым тепловым нагрузкам на твэлы. В проекте активной зоны реактора БН-1200 было принято решение по использованию топлива одного обогащения. Это, в том числе, обеспечило снижение повреждающей зоны на 10 % по сравнению с активной зоной с двумя зонами обогащения для выравнивания энерговыделения. Дополнительное снижение скорости набора повреждающей дозы на 18 % обеспечивается в гетерогенном варианте активной зоны реактора БН-1200 с аксиальной воспроизводящей прослойкой. Для повышения среднего выгорания топлива, выгружаемого из активной зоны, в проектах реакторов БН предусмотрено увеличение кампании периферийных ТВС с пониженной скоростью набора повреждающей дозы – за счет увеличения кратности их перегрузок.

Исследование выхода и накопления продуктов деления в зазоре твэла с учетом неопределённостей исходных данных

Артамонова Д.Д.[1,2], Шмельков Ю.Б.[1]

[1] НИЦ «Курчатовский институт», Москва
[2] ФГБОУ ВО «НИУ МЭИ», Москва

Ключевые слова: продукты деления, твэл, выброс радиоактивных продуктов деления, расчётное исследование, экспериментальные программы, коэффициент диффузии

Актуальной задачей для мирового сообщества по атомной энергетике является разработка комплексов мер по недопущению развития аварий и борьбы с их последствиями. Основную опасность при авариях на АЭС представляет выброс радиоактивных продуктов деления (ПД), сдерживаемых барьерами безопасности. Первые два барьера – топливная матрица и оболочка твэла – являются критическими на начальных стадиях аварии. При этом существующие модели для расчёта выхода ПД, такие как классическая модель Буса, часто демонстрируют значительные расхождения с экспериментальными данными в условиях высоких температур, характерных для запроектных аварий, что может приводить к некорректной оценке рисков.

В рамках данной работы проведён комплексный анализ процессов переноса ПД в топливной матрице и выхода ПД под оболочку твэла. Выполнен обзор существующей экспериментальной базы, подробно рассмотрены программы постоблучательных исследований RISO, Inter-Ramp и Super-Ramp, использовавших, в том числе, топливо, характерное для ВВЭР. На основе анализа литературных данных сформированы зависимости для расчёта коэффициентов диффузии ПД в широком диапазоне температур, включая условия запроектных аварий. Для оценки влияния различных физических допущений выполнено численное моделирование по трём вариантам: базовая модель Буса без учёта накопления ПД в зазоре, базовая модель Буса с учётом накопления и расширенная модель в рамках подхода, применяемого в тяжелоаварийном коде МАВР-ТА.

Одним из этапов работы стала количественная оценка неопределенности полученных результатов. С этой целью был применен метод статистического анализа, основанный на влиянии неопределенности входных параметров (температуры топлива, коэффициентов диффузии и размера зерна) на выходной параметр – величину выхода изотопа ПД. Анализ позволил определить доверительные интервалы для расчётных значений и выявить параметры, вносящие наибольший вклад в общую неопределенность результатов.

Сравнение полученных результатов с экспериментальными данными показало выраженные различия между подходами, а проведённый анализ неопределённости подтвердил, что существующие модели характеризуются высокой степенью неопределенности прогнозов. Таким образом, полученные результаты позволяют сделать вывод о том, что существующие подходы к моделированию выхода ПД требуют дальнейшего развития для корректного описания поведения продуктов деления в топливе и процессов их выхода под оболочки твэл в аварийных условиях.

Расчетно-теоретическое прогнозирование радиационных условий в кабине облучения пациентов комплекса Луч-У70

Морозов С.К., Дегтярев И.И.

НИЦ «Курчатовский институт» – ИФВЭ, Протвино

Ключевые слова: полномасштабное компьютерное моделирование, перенос излучения, комплекс программ, метод Монте-Карло

В современной лучевой терапии наиболее перспективным и интересным направлением лечения онкологических заболеваний является ионная терапия. Высокая точность и минимальное повреждение здоровых тканей отличает данный метод в лучшую сторону. Положенный в основу данного метода лечения пик Брэгга при терапии ионами углерода позволяет получить куда большую точность локализации дозы (конформность) по сравнению с традиционными методами (гамма-, нейтронного, электронного и протонного) облучения, что дает возможность проводить операции даже в казалось бы неоперабельных случаях.

На базе НИЦ «Курчатовский институт» – ИФВЭ реализуется проект новейшего отечественного научно-образовательного медицинского центра ядерной медицины, включающего комплекс ионной (углеродной) – лучевой дистанционной терапии.

Однако при взаимодействии ускоренных частиц с комбинацией коллиматоров и дегрейдера, элементами кабины и тканями пациента образуется вторичное излучение, основной вклад в которое составляют нейтронное, гамма- и протонное излучение. Вторичное излучение вносит дополнительный вклад в дозовую нагрузку как пациента, так и медицинский персонал, что в свою очередь требует тщательного подхода к проектированию радиационной защиты.

Целью данной работы являлось расчетно-теоретическое прогнозирование радиационных условий в кабине облучения № 3 на канале № 26а с определением пространственного распределения нейтронного, гамма и протонного излучения, а также их дозовых вкладов.

Особый вклад в формировании вторичного радиационного фона в кабине играет нейтронное излучение. Нейтроны обладают высокой проникающей способностью и значительной биологической эффективностью, что делает их вклад в эквивалентную дозу облучения существенно значимым по сравнению с другими компонентами. Корректная оценка нейтронных полей является критически важной как для обеспечения радиационной безопасности, так и для оптимизации конструкции защитных элементов.

В рамках создания экспериментального центра ионно-лучевой терапии на базе НИЦ «Курчатовский институт» – ИФВЭ возникает необходимость детального расчетного анализа радиационных условий в рабочем объеме кабины облучения № 3 на кана-

ле № 26а и прилегающих зонах. Прогноз спектральных и дозовых характеристик вторичного излучения позволил

– оценить уровень облучения пациента;
– определить дозовые нагрузки на персонал;
– проверить соответствие проектных решений нормативным требованиям ОСПОРБ-99/2010;
– сформировать рекомендации по оптимизации защитных конструкций.

Секция 7.
Замыкание ядерного топливного цикла ядерной энергетики. Системные исследования ЯЭ

Потенциал быстрого натриевого реактора в осуществлении многократного рецикла плутония в реакторах на тепловых нейтронах

Усанов В.И., Гулевич А.В., Гурская О.С., Кузина Е.С., Исанов К.А., Закиров Н.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

В реакторах на тепловых нейтрона, составляющих подавляющую часть мирового реакторного флота, используется, в основном, топливо на основе редкого в природе урана-235. Освоенная технология однократного рецикла плутония в составе смешанного оксидного уран-плутониевого (МОКС) топлива в тепловых реакторах применяется в небольших масштабах и обеспечивает лишь незначительную экономию природного урана. Проводимые исследования показывают, что только переход на многократный рецикл плутония в тепловых реакторах открывает перспективу кардинального расширения ресурсной базы ядерной энергетики, однако осуществление многократного рецикла МОКС топлива в рамках технологии тепловых реакторов представляет исключительно сложную, практически невыполнимую, задачу.

В докладе представлен метод формирования состава плутония МОКС топлива теплового реактора типа ВВЭР для многократных повторных загрузок на основе замещения плутония ОЯТ МОКС ВВЭР плутонием из переработанного ОЯТ быстрого натриевого реактора БН из зон воспроизводства БН. Приведены результаты расчетного моделирования многократного рецикла плутония в двухкомпонентной системе реакторов ВВЭР-1200 с частичной загрузкой МОКС топливом и БН-1200. Показано, что при многократном рецикле плутония в МОКС топливе реактора ВВЭР-1200 поддерживается допустимое содержание плутония в топливе и запас реактивности на выгорание в течение всей кампании. Определено соотношение реакторов ВВЭР и БН, обеспечивающее многократный рецикл.

Разработанный подход открывает перспективу значительного повышения устойчивости ядерной энергетики путем кардинального сокращения потребления природного урана, управления наработкой плутония, позволяющей снизить риски распространения этого ядерного материала и исключения необходимость его удаления в глубокие геологические формации.

Классификация и анализ инструментов ИНПРО для поддержки расчетно-аналитических исследований

Егоров А.Ф.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: ядерно-энергетическая система, программные инструменты, МАГАТЭ, ИНПРО, системный анализ, двухкомпонентная система, быстрый реактор, отработавшее ядерное топливо, экономика, стоимость электроэнергии

На протяжении более 25 лет ИНПРО является международным проектом МАГАТЭ, в рамках которого участники (представители государств-членов) получают помощь в своем долгосрочном планировании и сотрудничестве в сфере инновационных реакторов, топливных циклов и институциональных подходов, которые будут содействовать устойчивому развитию ядерной энергетики. Этот проект предоставляет форум для экспертов и работников директивных органов из промышленно развитых и развивающихся стран для обсуждения таких вопросов, как устойчивое планирование, развитие и внедрение ядерной энергии. ИНПРО способствует развитию взаимовыгодного диалога между странами, обладающими развитыми ядерными технологиями, и странами, рассматривающими возможность их освоения с целью создания нового ядерно-энергетического потенциала. В рамках проекта также оказывается помощь в области национального стратегического и долгосрочного планирования путем разработки и предоставления инструментальных средств и услуг, повышающих информированность об имеющихся вариантах устойчивого развития ядерной энергетики в будущем.

В международной деятельности в рамках проекта ИНПРО, его участники опираются на определенный перечень программных инструментов, которые разработаны и поддерживаются как в названном международном проекте, так и в других подразделениях МАГАТЭ. Программная реализация охватывает вопросы экономики, безопасности, освоенности и развития технологий ядерной энергетики.

В докладе предполагается провести классификацию и анализ инструментов ИНПРО, МАГАТЭ для поддержки расчетно-аналитических исследований; описать сферу применения инструментов, привести историю создания, представить информацию о преимуществах и недостатках представленного программного обеспечения.

Перспективы использования радионуклидов ОЯТ

Зайвый В.С.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: отработанное ядерное топливо, минорные актиниды, замкнутый ядерный топливный цикл, наработка радионуклидов, короткоживущие радионуклиды, продукты распада, применение радионуклидов, ВВЭР-1000, ВВЭР-1200

На данный момент в ядерной энергетике самым распространенным является открытый ядерный топливный цикл, при котором отработанное ядерное топливо (ОЯТ), после извлечения из активной зоны по окончании топливной кампании, никак не используется. Во время работы ядерного реактора, в его активной зоне образуются ради-

онуклиды, которые могут быть применены в различных сферах деятельности общества. При переходе к замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ), после извлечения облученных тепловыделяющих сборок (ТВС), к ним будет применена процедура переработки, в результате которой часть ядерного материала будет извлечена для дальнейшего использования в качестве ядерного топлива. Оставшийся материал, который не нашел своего применения, будет считаться радиоактивным отходом (РАО) и подлежит окончательной изоляции от среды обитания.

При помощи разработанного в НИЦ «Курчатовский институт» программного комплекса DESAE-2 была оценена количественная наработка значимых радионуклидов с различными временами полураспада. DESAE-2 представляет собой математическую модель изменения нуклидного состава топлива системы ядерных реакторов, с помощью которой можно исследовать сценарии развития атомной энергетики. В рамках работы была исследована модель современной атомной энергетики РФ с учетом сценариев роста мощности ядерных реакторов типов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 и в качестве результата получены массы наработанного ОЯТ. При помощи данных о нуклидном составе ОЯТ реакторов типа ВВЭР, были оценены массы наработки потенциально полезных нуклидов по отдельности.

Результаты исследования представлены в виде графиков накопления количеств радионуклидов во времени от 1960 года до прогнозируемых значений в 2100. На основе полученных результатов сформулированы предложения о возможном применении различных нуклидов и продуктов их распада, например: в научных исследованиях, как источников нейтронов, в медицине и в других областях.

Сохранение длительности топливной кампании реактора на быстрых нейтронах в замкнутом ядерном топливном цикле

Филонов В.Н., Нестеров В.Н, Карван Р.А.

Национальный исследовательский Томский политехнический университет

Ключевые слова: быстрый реактор, натриевый теплоноситель, МОКС-топливо, спектр нейтронов, топливная кампания, замкнутый топливный цикл, плутоний

В рамках настоящего исследования проведены расчеты шести последовательных топливных кампаний реактора БН-1200 с полной загрузкой МОКС-топливом. Каждая последующая МОКС-загрузка производилась из плутония, наработанного в зонах воспроизводства в ходе предыдущей кампании. Целью работы является исследование возможности сохранения характеристик кампании на уровне проектных значений в условиях замкнутого ядерного топливного цикла.

Для проведения расчетов используется открытый код OpenMC, библиотека сечений ENDF/B-VII.1. Активная зона реактора БН-1200 была воссоздана с использованием кода OpenMC в виде геометрической модели. Зона топлива и зоны воспроизводства воспроизведены в соответствии с настоящим проектом реактора. Расчеты производились только для полной загрузки активной зоны МОКС-топливом.

Каждая последующая топливная кампания бралась для полностью свежей загрузки активной зоны, составленной с полным использованием плутония, наработанного в зонах воспроизводства и добавлением плутония из отработавшего МОКС-топлива предшествующей кампании. Такой метод смешения позволяет восполнить выгоревшие

делящиеся нуклиды плутония и снизить общий радиационный фон топлива за счет уменьшения средней глубины выгорания и, соответственно, его активности.

Полученные результаты показали возможность поддержания проектной длительности топливной кампании в условиях рециркуляции МОКС-топлива в активной зоне самого быстрого реактора при изготовлении свежего МОКС-топлива из плутония, нарабатываемого за время топливной кампании в трех зонах воспроизводства реактора. Исследование показывает уменьшение начального запаса реактивности на 1,4 % за шесть топливных кампаний и увеличение конечного запаса реактивности на 0,98 %. С первой по шестую кампанию происходит изменение доли Pu^{239} в свежем МОКС-топливе, которая повышается на 20 % на начало шестой кампании, а доля Pu^{241} уменьшается на 74 % в сравнении с начальным значением.

Полученные в ходе исследования зависимости показывают сохранение длительности всех шести топливных кампаний на уровне проектного значения. Экстраполяция данных зависимостей также позволяет утверждать о возможности продления топливной кампании реактора БН-1200 за пределы проектной длительности в условиях рецикла плутония в замкнутом ядерном топливном цикле.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 25-29-01015, https://rscf.ru/project/25-29-01015/.

Исследование влияния компоновки реактора типа БН на изотопный состав и баланс рециклируемого плутония

Исанов К.А., Закиров Н.А., Елисеев В.А., Гулевич А.В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: реактор типа БН, изотопный состав плутония, баланс плутония, коэффициент воспроизводства, компоновка реактора, зона воспроизводства, многократный рецикл

Следующим этапом развития атомной энергетики является переход к замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ). Необходимость перехода к ЗЯТЦ обуславливается истощением природных запасов урана, а также накоплением энергетического плутония и минорных актинидов в виде отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Реализация ЗЯТЦ может быть осуществлена на базе тепловых и быстрых реакторов в рамках двухкомпонентной ядерной энергетической системы, а также полным переходом к компоненте, состоящей только из быстрых реакторов. Независимо от структуры ядерной энергетической системы с ЗЯТЦ ключевую роль в ней выполняет реактор на быстрых нейтронах. Реализация ЗЯТЦ возможна за счет фундаментальных функций и возможностей быстрых реакторов – улучшения изотопного состава и расширенного воспроизводства плутония при рецикле. Таким образом, в зависимости от структуры ядерной энергетической системы и числа компонент при переходе к ЗЯТЦ актуальным является вопрос оптимизации баланса и коэффициента воспроизводства плутония, а также материальных балансов минорных актинидов.

Помимо основного баланса и коэффициента воспроизводства плутония, определяемого материальными и геометрическими параметрами активной зоны, у быстрых реакторов есть опциональная возможность оптимизации и максимизации баланса и коэффициента воспроизводства посредством вовлечения различных зон воспроизводства.

Так, наличие зон воспроизводства влияет не только на баланс, но также и на изотопный состав рециклируемого плутония.

В случае реактора типа БН с аксиальной гетерогенной компоновкой (активная зона с аксиальной прослойкой) возможно дополнительное вовлечение нижней торцевой (НТЗВ) и боковой (БЗВ) зон воспроизводства. Таким образом, актуальной задачей является исследование влияния компоновки реактора типа БН на изотопный состав и баланс рециклируемого плутония, для оптимизации и формирования нужного коэффициента воспроизводства в зависимости от структуры потребностей ядерной энергетической системы.

Исследование влияния сценария обмена материальными потоками между реакторами ВВЭР и БН на изотопный состав и баланс плутония

Исанов К.А., Закиров Н.А., Елисеев В.А., Гулевич А.В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: изотопный состав плутония, нейтронно-физические характеристики, активная зона, эффект реактивности, Доплер-эффект, натриевый пустотный эффект реактивности, эффективность ОР СУЗ, непутниевый эффект, реактор типа БН, МОКС-топливо

Переход к замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ) требует создания двухкомпонентной атомной энергетики, включающей реакторы на тепловых (ВВЭР) и быстрых (БН) нейтронах. Ключевым аспектом является организация эффективного обмена плутонием между этими типами реакторов. Тепловые реакторы требуют плутония с высокой долей делящихся изотопов для МОКС-топлива, тогда как в быстрых реакторах может использоваться плутоний любого изотопного состава, в т. ч. с низкой долей делящихся. Это требует количественной оценки влияния различных стратегий перераспределения плутония на изотопный состав топлива и топливный баланс системы.

Сценарий обмена потоками плутония влияет на накопление минорных актинидов и коэффициент воспроизводства плутония. Неоптимальный сценарий может привести к дефициту плутония или ухудшению качества топлива для ВВЭР.

Актуальность работы заключается в анализе влияния параметров обмена на изотопный состав плутония в ЗЯТЦ и определении критериев оптимизации баланса. Целью работы является исследование влияния различных сценариев обмена плутонием между ВВЭР и БН на изотопный состав рециклируемого плутония, коэффициент воспроизводства, период удвоения и скорости накопления минорных актинидов.

Расчетная оценка нейтронно-физических характеристик при использовании изотопно-модифицированного СНУП-топлива в реакторе БРЕСТ-ОД-300

Жирнов А.П., Солдатов Е.О., Фёдоров И.А.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: свинцовый теплоноситель, реактор на быстрых нейтронах, БРЕСТ-ОД-300, нейтронно-физические характеристики, изотопно-модифицированное СНУП топливо

Разработка быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем неразрывно связана с моделированием замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). Концепция данных реакторов подразумевает полное воспроизводство делящихся нуклидов в активной зоне (КВА~1) без необходимости использования зоны воспроизводства, Достижение высокого КВА осуществляется применением высокоплотного нитридного топлива. При использовании СНУП-топлива с природным азотом приблизительно 3 % всех нейтронов поглощаются изотопом азот-14. С целью улучшения нейтронного баланса можно повысить долю стабильного практически непоглощающего нейтроны изотопа ^{15}N в СНУП-топливе.

В работе проводится расчетное моделирование кампании реактора БРЕСТ-ОД-300. Для стартовой загрузки реактора рассматривается использование топлива проектного состава с природным содержанием ^{15}N (приблизительно 0,4 %). Начиная с 900 эф. сут, для формирования загружаемых партий топлива, доля ^{15}N в топливе повышается до 99 %.

В ходе расчетного моделирования кампании реактора БРЕСТ-ОД-300 с изотопно-модифицированным СНУП топливом из-за улучшения нейтронного баланса наблюдаются увеличение коэффициента воспроизводства. Данный факт позволяет в реакторе БРЕСТ-ОД-300 увеличить целевое среднее выгорание топлива. В рамках моделирования кампании реактора БРЕСТ-ОД-300 с изотопно-модифицированным СНУП-топливом предложен переход с продолжительности микрокампании в 300 эф. суток с остановом на 65 суток к продолжительности в 330 эф. суток с остановом на 35 суток. При переходе на увеличенное среднее выгорание топлива запас реактивности по кампании лежит в пределах 1 βэф. Также по кампании реактора БРЕСТ-ОД-300 наблюдается снижение потребности в топливе при перегрузках.

Наработка Pu-238 в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах

Меркулов А.И.[1,2], Жемков И.Ю.[1], Ишунина О.В.[1], Попыванов К.В.[1,2], Тихонова Д.Е.[1]

[1] АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград
[2] ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград

Ключевые слова: ^{238}Pu, радиоизотопный термоэлектрический генератор (РИТЭГ), замедлитель нейтронов, утилизация (трансмутация) радиоактивных отходов, реактор БОР-60, реактор МБИР, спектр нейтронов, минорные актиниды (^{241}Am, ^{237}Np)

^{238}Pu является востребованным источником энергии для радиоизотопных термоэлектрических генераторов (РИТЭГ), используемых в космических аппаратах для дальних миссий, а также труднодоступных и удаленных районов Земли. Благодаря высокому тепловыделению (0,57 Вт/г) и длительному периоду полураспада (87,7 лет), он обеспечивает надежное энергоснабжение оборудования на протяжении десятилетий. Возобновление интереса к крупномасштабной наработке ^{238}Pu связано с исчерпанием запасов, накопленных в прошлом веке, и возросшими потребностями в РИТЭГ для длительного автономного энергоснабжения.

Основным исходным материалом (традиционным) для наработки ^{238}Pu является ^{237}Np, который выделяется из отработавшего ядерного топлива при переработке. Привлекательной выглядит идея получать полезный продукт при облучении ^{241}Am в ядерных реакторах. Каждый из способов имеет ряд преимуществ и недостатков и может проводиться параллельно, но основные требования к качеству ^{238}Pu для РИТЭГ были сформированы давно:

– содержание ^{236}Pu не должно превышать 2-3 ppm;

– доля ^{238}Pu должна превышать 80 %.

Традиционно наработка ^{238}Pu осуществлялась в тепловых реакторах. Однако использование исследовательских реакторов на быстрых нейтронах (ИРБН) открывает качественно новые возможности и обладает рядом неоспоримых преимуществ. Во-первых, это высокая плотность потока нейтронов, которая позволяет достичь промышленных масштабов производства и обеспечить значительные годовые наработки целевого изотопа. Во-вторых, ключевым преимуществом является возможность смягчения жесткого нейтронного спектра. Размещение мишеней в боковом экране ИРБН, а также возможность локального использования замедлителей (гидрид циркония, графит, свинец и др.) позволяют эффективно регулировать жесткость спектра нейтронов. Это, в свою очередь, дает инструмент для управления изотопной чистотой продукта, в частности, для подавления нежелательной реакции образования ^{236}Pu. В-третьих, процесс наработки ^{238}Pu из ^{237}Np и ^{241}Am следует рассматривать не просто как производство ценного изотопа, но и как эффективный способ утилизации (трансмутации) долгоживущих минорных актинидов, что вносит вклад в решение проблемы обращения с радиоактивными отходами.

В реакторе БОР-60 завершены реакторные испытания и послереакторные исследования нескольких партий мавэлов с нептунием и америцием, которые облучались от 2 до 8 микрокампаний в спектре быстрых нейтронов в первом ряду бокового экрана и в спектре промежуточных нейтронов на границе бокового экрана в окружении трёх сборок с замедлителем. Результаты расчётно-экспериментальных исследований показали, что при облучении ^{237}Np и ^{241}Am в спектре промежуточных нейтронов накопление ^{238}Pu происходит быстрее и лучшего качества, чем при облучении в спектре быстрых нейтронов. Кроме того, результаты исследований показали, что при облучении ^{237}Np

образуется ^{238}Pu больше, чем при облучении ^{241}Am, однако он существенно хуже по качеству (^{236}Pu/^{238}Pu).

Проведенные расчётно-экспериментальные исследования подтверждают техническую возможность и эффективность наработки изотопно-чистого ^{238}Pu в ИРБН. Оптимальная стратегия предполагает размещение мишеней с ^{237}Np или ^{241}Am в специальных устройствах с замедлителем. Отработки технологии наработки ^{238}Pu в боковом экране реактора БОР-60 позволит перейти к массовой наработке этого нуклида уже в реакторе МБИР, обладающим большим боковым экраном и высокой плотностью потока нейтронов.

Исследование потенциала воспроизводства ^{233}U в зависимости от материальных и геометрических параметров ячейки реактора

Фирсов Е.И., Внуков Р.А., Лапин А.С.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

Ключевые слова: Торий, коэффициент воспроизводства, система ядерной энергетики, нейтронно-физический расчёт

До 2042 года на территории РФ запланирован ввод в эксплуатацию 38 энергоблоков. Также продолжается строительство объектов ядерной генерации за рубежом. На данный момент потребление природного урана при сохранении запланированных темпов строительства превышает объёмы целесообразных к добыче запасов. Поэтому включение ториевых ресурсов в сырьевую базу ядерной энергетики является необходимостью. В связи с вышеописанным, актуально исследование потенциала воспроизводства ^{233}U из Th и определение оптимальных параметров элементарных ячеек для его наработки и потребления (использования).

Процесс наработки в данной работе понимается в значении облучения материала с целью получения целевого изотопа (^{233}U) без необходимости поддержания критики в этом материале. Поэтому оптимум характеризуется наибольшим коэффициентом накопления (КН) и долей ^{233}U от суммы изотопов U.

Потребление же ^{233}U напротив предполагает необходимость поддержания критичности в заданном интервале выгорания топлива. Поэтому оптимум характеризуется не только наибольшими КН и долей ^{233}U от суммы изотопов U, а также условием: K_{inf} на любом шаге выгорания более 1,025.

Исследование проводилось на моделях шестигранных элементарных ячеек, представляющих из себя две зоны – топливо и теплоноситель. Оболочка не учитывалась. Граничные условия – отражение. Варьируемыми параметрами являются материалы топлива (Th-Pu/Th-^{233}U/^{238}U-^{235}U, включая обогащение/долю Pu 1÷30 %), теплоносителя (H_2O/D_2O/Na/Pb), размеры (радиус 0,1÷2 см, шаг 0,1÷6 см).

Расчёт проводился в ПК, реализующем метод Монте-Карло. Исследование осуществлялось в 2 этапа. На первом оценивался Kinf, отбирались модели для расчета задачи выгорания в течение 70 МВт·сут/кг по условию КВ > 1 и K_{inf} > 1,025.

В качестве результатов расчетов задачи выгорания рассматривались КН (без учёта распада ^{233}Pa), K_{inf}, α(^{239}Pu) как характеристика жесткости спектра, Δρ и величина нейтронного потенциала, вычисляемая как $P = \nu f - 1 - \alpha - k - 1$, где νf – число вторичных нейтронов на одно деление; 1 – нейтрон на поддержание цепной ядерной реакции;

$\alpha = \sigma c/\sigma f$ на делящемся изотопе; k – доля паразитного поглощения нейтронов (принята 0,3); 1 – нейтрон на воспроизводство ядерного топлива. При $P > 0$ достигается бридинг.

По результатам расчётов наработка ^{233}U оптимальна в наиболее быстром спектре (с наименьшей $\alpha(^{239}Pu)$. С увеличением $\alpha(^{239}Pu)$ от 0,2 (референс – БН с МОКС топливом) до 0,6 (ВВЭР с ^{238}U-^{235}U топливом) доля ^{233}U относительно суммы изотопов урана падает с 95 % до 88 % в топливе Th-Pu и с 93 % до 79 % в Th-^{233}U с теплоносителем H_2O. Для D_2O результаты схожи. Для тяжелых теплоносителей при изменении $\alpha(^{239}Pu)$ от 0,2 до 0,35 (весь рассмотренный диапазон) доля ^{233}U снижается с 95 % до 93 %.

При рассмотрении потребления Th и ^{233}U нужно и поддерживать критику на протяжении заданного интервала выгорания, и обеспечивать высокий КН. Смещение от теплового спектра в сторону быстрого спектра в топливе Th-^{233}U с H_2O приводит к росту нейтронного потенциала, что увеличивает КН, при этом требуется увеличивать обогащение топлива для поддержания необходимой надкритичности, что снижает КН. Таким образом, прослеживается немонотонная зависимость КН от жесткости спектра при сохранении требуемой надкритичности с максимальным значением в области $\alpha(^{239}Pu)=0,4$.

Разработка программного комплекса по расчету изменения изотопного состава для задач моделирования ядерного топливного цикла

Григорьев И.А., Декусар В.М.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Чтобы определить наиболее эффективные пути развития атомной энергетики, нужны программные инструменты, которые моделируют работу ядерных энергетических систем, включая их топливные циклы. Важным компонентом таких инструментов являются программы, которые рассчитывают изменение изотопного состава.

Модули, которые отвечают за расчёт изотопной кинетики, должны работать быстро, поскольку один сценарий модели ядерного топливного цикла может потребовать тысячи расчётов изменения изотопного состава. Кроме того, численные методы, которые решают эту задачу, должны быть стабильными и хорошо работать с жёсткими системами дифференциальных уравнений, которыми являются задачи изотопной кинетики.

Большинство программ, предназначенных для решения уравнений изотопной кинетики, не являются универсальными и разработаны для конкретных типов реакторных установок с характерным спектром. В таких программах коэффициенты ветвления и другие параметры жестко зафиксированы. Если возникает необходимость рассчитать установку с различающимися спектрами в разных частях реактора, например, выжигательные устройства в боковом экране быстрого реактора, могут возникнуть сложности.

В рамках данной работы была разработана программа для моделирования изменения изотопного состава на языке программирования Python, получившая название Jörmungandr. Данная программа отличается модульной архитектурой, что обеспечивает гибкость в изменении данных о цепочках трансмутации и добавлении новых изотопов в систему. В отличие от модуля выгорания в RZA, где уравнения изотопной кинетики встроены в исходный код и любые изменения требуют перекомпиляции программы, в Jörmungandr данные о цепочках трансмутации хранятся в формате JSON, который широко используется и поддерживается множеством языков программирования. Это позволяет легко модифицировать данные без необходимости редактирования исходного кода.

Программа формирует матрицу переходов на основе исходного JSON файла и далее рассчитывает изменение изотопного состава при помощи различных методов вычисления матричной экспоненты: CRAM и аппроксимация Паде. Для расчётов была принята матрица переходов, реализованная в программе RZA.

В ходе работы был проведён сравнительный расчёт между программой RZA и написанной программой для физических зон реактора типа БН. Результаты отличаются (10–20 процентов для основных нуклидов) из-за условия нормировки потока, встроенного в RZA. Методы по расчёту матричной экспоненты имеют скорость расчёта порядка 0,01 секунды, и их результат отличается между собой на тысячные доли процента. Метод Рунге-Кутта 4-го порядка дал отличия с другими методами в сотые доли процента и имеет скорость расчёта порядка 0,3 секунд. Для того чтобы убедиться, что цепочки, реализованные в RZA, дают корректный результат, был проведен еще один сравнительный расчёт с программой CARE для сборки БН-350. В ходе данного расчёта были использованы те же цепочки, что и в прошлом расчёте. Основные нуклиды совпали до десятых долей процента, некоторые нуклиды по типу Am-242m, имеющего отличные от взятых в RZA коэффициентов ветвления, разошлись сильнее.

Параметры двухкомпонентного топливного цикла с реактором ВВЭР-1200 со 100 % загрузкой МОКС-топливом

Кускеев И.Ш., Карпович Г.В.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: замкнутый ядерный топливный цикл, двухкомпонентный топливный цикл, МОКС-топливо, коэффициент воспроизводства, ВВЭР-1200, плутоний

Программа развития замкнутого ядерного топливного цикла, реализуемая в России, подразумевает использование плутония в качестве топлива для реакторов ВВЭР. Эксплуатируемые в настоящее время реакторы ВВЭР-1000/1200 изначально не рассчитаны на использование уран-плутониевого топлива, тем не менее, ведутся работы по обоснованию безопасности использования РЕМИКС- и МОКС-топлива в реакторе ВВЭР. Для этого рассматриваются различные варианты топливных загрузок, в том числе с полной загрузкой активной зоны уран-плутониевым топливом.

Целью работы является определение параметров топливного цикла ВВЭР при 100 % загрузке МОКС-топливом для случая, когда ВВЭР-1200 подпитывается плутонием, выделяемым из зон воспроизводства БН. Выбор данного подхода обоснован результатами исследований «ГНЦ РФ – ФЭИ», показавшими, что при реализации любых схем передачи плутония между активными зонами ВВЭР и БН с целью улучшения его изотопного состава, КВ реактора БН снижается.

В работе апробирована методика подпитки топливом из зон воспроизводства БН-1200 с фиксированным изотопным составом плутония. Изготовленные кассеты загружались в активную зону ВВЭР-1200 эксплуатируются в течении 4 лет с перегрузкой каждые 349 эффективных суток. Для сравнения результатов также рассмотрена упрощённая методика расчёта на основе ячеечной модели.

В результате расчета было получено, что годовой объем подпитки из зон воспроизводства БН составляет от 440 до 525 кг/год. Изотопный состав плутония в ходе рециклинга в реакторе ВВЭР достигает равновесного состояния к 6 рециклу и далее оста-

ется стабильным. При этом равновесный состав характеризуется высоким содержанием ^{242}Pu (~13 %). На данный момент не существует партий плутония с близким изотопным составом, а потому выход реактора ВВЭР на равновесный режим по составу плутония в МОКС-топливе займет длительное время (от 50 лет). Однако нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР во время рециклов остаются практически стабильными.

Аналогичный расчет на модели ячейки реактора ВВЭР-1200 дает завышенные значения изотопного состава и объема подпитки (от 644 до 677 кг/год), эволюция изотопного состава плутония в этом случае также отличается (концентрация ^{242}Pu остается почти постоянной). Из сравнения расчетов можно сделать вывод, что моделирование двухкомпонентного топливного цикла нельзя проводить с использованием модели реакторной ячейки ВВЭР. Для получения достоверных результатов нужно проводить расчёт на модели всей активной зоны реактора.

Воспроизводство топлива в высокотемпературных металл-металлических реакторах

Иванов А.С., Шкарупа И.Л., Алексеев П.А., Исаченков И.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: высокотемпературный ядерный реактор, расплав ядерного топлива, жидкометаллический теплоноситель, высокотемпературные керамические материалы, наработка изотопов, высокотемпературные технологии

Различные российские и зарубежные коллективы связывают будущее атомной энергетики с реакторами, в которых топливо находится в расплавленном состоянии. Такое топливо позволяет разработать конструкцию реактора, где теплоноситель первого контура будет иметь температуру более 1000 °С, и меньшими критическими размерами по сравнению с реакторами на твердом топливе. Более высокая температура на выходе из активной зоны позволит повысить к.п.д. преобразования. Высокопотенциальное тепло, вырабатываемое на АЭС, может быть применено для получения дешевого водорода, переработки нефти, производства минеральных удобрений, в металлургии и т. д.

Разработка и внедрение высокотемпературных металл-металлических реакторов (ВММР) – это реакторы, в которых в качестве топлива используется расплав U, U-Th или U-Pu, а в качестве теплоносителя расплавы различных металлов, что позволяет максимально улучшить ядерные и тепловые параметры активной зоны, – открывает широкий горизонт применения данного типа реактора, который имеет существенные преимущества по сравнению с ВВЭР, БН, БР ЖСР реакторами.

В правильном направлении идёт и команда немецко-канадских специалистов (проект реактора DFR). Российские и иностранные специалисты тоже обратили свой взгляд на реакторы с жидкометаллическим расплавным топливом, т. к. это направление является самым передовым в настоящее время.

Стоимость блока ВММР можно снизить за счёт их серийного строительства, АСММ с реакторами такого типа можно изготавливать в блочном исполнении на заводе, и собирать на месте за несколько дней, что приведёт к улучшению качества и снижению себестоимости. В ВММР возможно использовать пассивные системы безопасности (например, расплавные заглушки), что также приведёт к удешевлению их экс-

плуатации. Реактор запускается и эксплуатируется без останова весь цикл – не менее 60 лет, при этом новое наработанное топливо удаляется из активной зоны в процессе работы реактора, дозагрузка реактора может осуществляться обедненным ураном за счет высокого коэффициента воспроизводства ядерного топлива (КВ). В ВММР можно загружать ториевое топливо, торий дешевле и доступнее урана (запасы в 3 раза больше). Возможно в существенно сократить количество высокоактивных отходов с длительным периодом полураспада. Внедрение ВММР позволит получать большое количество различных изотопов с меньшими затратами.

Проведены предварительные нейтронно-физические, тепловые и прочностные расчёты активной зоны пластинчатого высокотемпературного металл-металлического реактора на быстрых нейтронах. Результаты расчётов показывают принципиальную возможность создания такого реактора, обладающего высокими эксплуатационными характеристиками: отсутствие избыточного давления в первом контуре, высокий к.п.д. энергетической установки (60 % и более), высокий КВ (более 1,8) и значительный температурный запас до кипения топлива (более 2250 °С) и теплоносителя (более 500 °С для свинца и более 1120 °С для алюминия). Также возможно создание ВММР с комбинированной U-Th-Pu загрузкой с КВ около 1,7 и ВММР на тепловых нейтронах с обогащением по ^{239}Pu около 0,9 % при этом КВ составляет около 1,3. ВММР на быстрых нейтронах позволяет создать замкнутый топливный цикл с существенной наработкой нового ядерного топлива. Для быстрого реактора типа ВММР минорные актиниды являются высокопроизводительным ядерным топливом, с большим выходом нейтронов на деление.

Усовершенствование метода расчета теплоэлектрофизических характеристик термоэмиссионных преобразователей

Иванов А.С., Алексеев П.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: теплоэлектрофизические характеристики, электрогенерирующий канал, термоэмиссия, термоэмиссионный реактор-преобразователь, автоматизация расчета, алгоритм, коммутация электрогенерирующих каналов, вольт-амперная характеристика

Сотрудниками департамента специальных энергосистем был создан код расчета электрических характеристик электрогенерирующих каналов (ЭГК) термоэмиссионных реакторов преобразователей (ТРП), при определенных значениях силы тока – TFEDM22. Последняя версия этой программы позволяет применять данные расчета комплексов нейтронно-физического расчета, для улучшения качества и точности расчета электрических характеристик ЭГК.

При необходимости построения подробной вольт-амперной характеристики (ВАХ) ЭГК, применение кода TFEDM22 требует значительного ручного труда. Построение подробной ВАХ важно для анализа электрических характеристик самого ЭГК, так и для решения задачи выбора оптимального напряжения и количества веток коммутации всего ТРП. Чтобы упростить процесс подробного расчета ВАХ ЭГК был создан алгоритм на языке программирования Python. Сейчас расчет ВАХ ЭГК строится с применением, как правило, не более чем 10 точек, алгоритм же позволяет автоматизировать расчет ВАХ ЭГК с применением неограниченного количества точек. При расчете электриче-

ских характеристик ТРП нужно учитывать ветви. Ветвь в данном случае это последовательно соединенная цепь из нескольких ЭГК реактора-преобразователя, у ТРП может быть множество ветвей, которые друг с другом подключаются параллельно. Деление на ветви необходимо чтобы достичь необходимого напряжения выдаваемого электричества от ТРП, а также чтобы ЭГК с разным энерговыделением работали в оптимальном для себя режиме. Сейчас расчет характеристик ветви считается относительно среднего значения энерговыделения, далее ВАХ этого среднего ЭГК аппроксимируются по всей ветви. Такой способ может плохо подходить, когда в ветви встречаются ЭГК со значительным отличием энерговыделения. Вышеупомянутый алгоритм проводит отдельный расчет с каждым элементом ТРП с учетом их разбиения на ветки и полностью автоматизирует расчет электрических характеристик реактора-преобразователя.

Ранее при расчете ТЭХ ТРП специалисты АО «ГНЦ РФ − ФЭИ» применяли усредненные характеристики ЭГК по веткам коммутации внутри ТРП. Это очень ускоряло и упрощало расчет таких характеристик, без серьезного ущерба для итоговых данных, но в случае если у ветки встречаются ЭГК с большой разницей в энерговыделении, такой способ будет некорректным.

У специалистов с недавнего времени появилась модернизированная версия программы TFEDM22, с помощью которой расчет характеристик ЭГК становится корректным даже в случае сильной или несимметричной неравномерности энерговыделения по высоте ЭГК, но модернизированная программа TFEDM22 потребовала дополнительных расчетов сторонней программой нейтронно-физического расчета (НФР).

В случае если специалисту необходимо провести расчет характеристик ТРП с разным значением давления цезия в межэлектродном зазоре, подробный расчет с учетом значений каждого ЭГК, а не усредненным, мог занимать более пяти рабочих дней, в случае же применения нового алгоритма, время расчета занимает не более одного рабочего дня, если уже есть готовый результат работы программы НФР.

Об использовании металлического топлива в реакторах типа БН

Селезнев Е.Ф.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

В настоящее время в реакторах на быстрых нейтронах типа БН используется в основном оксидное топливо, хотя в некоторых проектах предлагается использование металлического необогащенного топлива в центральной части по высоте активной зоны для увеличения КВ топлива в реакторе, с провалом энерговыделения в месте расположения такого топлива.

В докладе будут приведены результаты расчетов физики реактора типа БН (на основе известных тестов МЕТ-1000 и МОХ-1000 – стандартный из обогащенного металлического топлива и с обогащенным МОХ топливом, с высотным энерговыделением, имеющим максимум в центральной плоскости реактора и с вставками в это топливо пластин (топливных таблеток) из металлического урана). Такое распределение топлива по высоте должно снизить неравномерность энерговыделения по высоте ТВС, обеспечив, кроме того, и рост КВ в реакторе, о чем будет показано в докладе.

Секция 8.
Сопровождение эксплуатации и вывод из эксплуатации действующих энергоблоков

Развитие алгоритмов управления ВВЭР в целях повышения маневренных характеристик

Рябов Г.А., Николаев А.Л., Увакин М.А.
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: маневренные режимы, реактор ВВЭР большой мощности, алгоритмы управления

Изначальный вектор развития атомной энергетики, берущей свое начало в середине 20 века, был задан в направлении проектирования мощных энергоблоков, работающих с наибольшим коэффициентом установленной мощности (КИУМ). Это связано с техническими и экономическими факторами того времени, которые постулировали необходимость работы АЭС в базовом режиме. В настоящее время развитие энергосистем и рост доли возобновляемых источников энергии вынуждают современные АЭС принимать участие в маневренных режимах. В период низкого спроса на электроэнергию поддержание баланса энергосети поощряется сетевым оператором, что становится привлекательным для поставщиков.

В свете данной информации, становится все более очевидным, что историческая роль работы атомной станции исключительно в базовом режиме окончена, и проектирование энергоблоков должно быть нацелено на лучшую маневренную работу, и предполагается, что суточное маневрирование и регулирование частоты энергосети должны быть уже частью нормальной эксплуатации. Возможность ядерных энергетических установок работать в маневренных режимах позволит не только создавать энергосистему, преимущественно состоящую из атомных электростанций, но и строить атомные электростанции в удаленных и изолированных энергосистемах. В западных Европейских странах, таких как Франция и Германия, работа атомной станции в гибких режимах была частью энергетической стратегии на протяжении десятилетий.

Задачу несения маневренной нагрузки целесообразно возлагать именно на тепловые реакторы по ряду причин. Современный Российский парк тепловых реакторов состоит из реакторных установок ВВЭР. Проведенные испытания маневренных режимов подтвердили возможность работы РУ ВВЭР проекта «АЭС-2006» в суточном графике нагрузки, однако работа энергоблока в этих условиях сопровождалась действиями оператора, основанными на расчётном сопровождении заведомо известного режима маневрирования. Существующие алгоритмы маневрирования РУ ВВЭР близки по своему исполнению к французской стратегии управления Mode A, которая применялась в PWR серии CP0. С точки зрения безопасности представляется очевидным, что продолжительная работа АЭС в режимах следования за нагрузкой требует автоматизации процесса. Это позволит свести к минимуму или практически исключить возможную ошибку оператора.

Развитие маневренных характеристик направлено на увеличение гибкости АЭС в части диапазонов мощности реактора и времени работы на них, а также повышении скорости ее изменения в различных состояниях с целью выполнения запросов сетевого оператора для поддержания баланса энергосети. В работе исследуются технические решения, направленные на выполнения современных требований к гибкости РУ ВВЭР большой мощности, и их влияние на безопасную работу АЭС.

Результаты внедрения топлива 2,7 % + 0,35 % Er на энергоблоках № 3 и № 4 Ленинградской АЭС

Рождественский М.И., Алимов Ю.В., Кузнецов П.Б., Жирнов А.П., Лебедев С.С., Галеева Н.М., Каркин И.В.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: канальный уран-графитовый реактор РБМК-1000, топливо 2,7 % + 0,35 % Er, Ленинградская АЭС

Необходимым условием безопасной эксплуатации РБМК-1000 является поддержание парового коэффициента реактивности в диапазоне, установленном технологическим регламентом. Эксплуатационный диапазон составляет (0,3–0,8) $\beta_{эф}$ для всех РБМК-1000, кроме энергоблока № 3 Смоленской АЭС, для которого он равен (0,1–0,5) $\beta_{эф}$.

Ремонт графитовой кладки приводит к уменьшению массы графита, что ведет к увеличению уран-графитового отношения и снижению парового коэффициента реактивности.

В реакторах РБМК-1000 применяется уран-эрбиевое топливо на основе регенерированного урана обогащением ^{235}U 2,8 % по массе, содержащего четные изотопы урана, с содержанием эрбия 0,6 % по массе (ТВС-28), также в реакторы энергоблоков № 3 и 4 Ленинградской АЭС загружено по партии ТВС с топливом 2,7 % + 0,35 % Er (ТВС-27) в количестве 200 шт.

Загрузка первой ТВС-27 в реактор энергоблока № 3 Ленинградской АЭС произведена 11 апреля 2025 г. После загрузки 10 ТВС-27 21 апреля 2025 г. проведены измерения высотного распределения ППТН методом протяжки малогабаритной ионизационной камеры ПИК-В3-В и расчеты ПК SADCO. Получено хорошее согласие результатов. Форма расчетного и экспериментального распределения ППТН в каждой ТВС-27 совпадает. По совокупности 260 результатов среднее квадратическое отклонение расчетных и экспериментальных значений составляет 4 %. Отклонения находятся в пределах погрешности расчета ПК SADCO (СКО = 5 %).

После загрузки 200 шт. ТВС-27 13.11.2025 на энергоблоке №3 Ленинградской АЭС и 23.12.2025 на энергоблоке № 4 проведены измерения парового коэффициента реактивности. В результате проведения измерений определены значения парового коэффициентов реактивности: 0,46$\beta_{эф}$ для э/б № 3 (расчет по ПК SADCO – 0,50$\beta_{эф}$) и 0,36$\beta_{эф}$ для э/б № 4 (расчет по ПК SADCO – 0,44$\beta_{эф}$).

Для оценки влияния загрузки опытной партии 200 ТВС-27 на НФХ проведен расчет, моделирующий кампанию реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС с загрузкой 200 штатных ТВС обогащением 2,8 %. Расчетное моделирование кампании реактора выполнено с использованием ПК SADCO и ПМ REPLAN.

Моделирование кампании с загрузкой 200 шт. ТВС-28 показало значение парового коэффициента реактивности равным $0{,}25\beta_{эф}$. Данное значение парового коэффициента реактивности находится за нижней границей эксплуатационного диапазона и сделало бы дальнейшую эксплуатацию энергоблоков Ленинградской АЭС невозможной.

Загрузка ТВС с топливом 2,7 % + 0,35 %Er (ТВС-27) позволяет сохранить паровой коэффициент реактивности в эксплуатационных пределах и продолжить эксплуатацию реакторов РБМК-1000 энергоблоков № 3, 4 Ленинградской АЭС, а также увеличить выгорание топлива.

Влияние компоновок топливных загрузок на продление эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР-440

Осипова Е.С., Спиркин Е.И., Ерак Д.Ю.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: продление сроков эксплуатации, корпус реактора, флюенс быстрых нейтронов, защитные рабочие кассеты

Одной из важнейших задач развития атомной энергетики является продление сроков эксплуатации блоков действующих АЭС после завершения назначенного срока службы. Это позволяет сохранить генерирующие мощности и обеспечивает низкие удельные финансовые затраты в расчете на единицу объема электроэнергии, планируемой к выработке в дополнительном сроке эксплуатации энергоблока АЭС по сравнению с аналогичным показателем для вновь построенного энергоблока.

Корпус реактора (КР) - один из наиболее ответственных барьеров безопасности для реакторов типа ВВЭР, одновременно с этим – незаменимый элемент конструкции. Главной составляющей долговечности КР является его радиационный ресурс. Одновременное воздействие температуры и интенсивного потока облучения быстрыми нейтронами (с энергией более 0,5 МэВ согласно НП 08415) в процессе эксплуатации КР приводит к деградации свойств корпусного металла, проявляющаяся в снижении пластичности и сдвиге температуры вязко-хрупкого перехода в сторону более высоких температур.

Для продления установленных сроков службы КР в настоящее время используется «сухой» отжиг металла КР, обеспечивающий в зависимости от температурно-временных режимов нагрева, восстановление свойств облученного корпусного металла. На 17 корпусах ВВЭР-440, размещенных в России, Армении, Украине, Восточной Германии, Финляндии и Болгарии, в 1987-2010 гг. была проведена процедура отжига сварных швов, достигших предела сопротивления хрупкому разрушению. На энергоблоках 1, 2 Кольской АЭС отжиг выполнен дважды. Однако, степень восстановления критической температуры хрупкости (Tk) для ВВЭР-440 в результате отжига составляет ~ 80 %. Поэтому Tk может быть достигнута раньше завершения проектного срока эксплуатации за счёт ускоренного радиационного охрупчивание металла корпуса.

Исходя из этого, особую актуальность приобретают методы снижения нейтронного потока высоких энергий, на корпус реактора ВВЭР-440. К таким методам можно отнести:

– установка кассет с наибольшим выгоранием топлива на периферии активной зоны (циклы с уменьшенной утечкой нейтронов);

– установка нетопливных кассет-экранов со стальными цилиндрами-вытеснителями вместо топливных рабочих кассет (РК) на периферии активной зоны;

– установка в периферийном ряду активной зоны защитных РК с низким содержанием делящихся изотопов.

Цель работы - сравнительный анализ эффективности методов снижения нейтронного потока на КР ВВЭР-400.

В работе рассматривались топливные циклы с уменьшенной утечкой нейтронов:

– для активной зоны с 349 топливными кассетами;

– активной зоны с 313 топливными кассетами (с использованием 36 стальных кассет-экранов);

– активной зоны с 349 топливными кассетами, с использованием 36 защитных РК с содержанием делящихся изотопов 0,7 и 0,1 %вес.

В рамках сравнительного анализа оценено влияние компоновки активной зоны на изменение флюенса быстрых нейтронов корпуса реактора с учётом изменения натуральных показателей топливоиспользования. А также оценен эффект увеличения ресурса корпуса до достижения предельного накопленного флюенса КР.

Современные прецизионные расчеты реакторов РБМК-1000

Жирнов А.П., Рождественский И.М., Алимов Ю.В.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: прецизионная модель, метод Монте-Карло, канальный уран-графитовый реактор РБМК-1000

Расчетное моделирование с использованием прецизионных кодов является важнейшей необходимостью для безопасной эксплуатации реакторных установок (РУ). Причем не только в части определения нейтронно-физических характеристик РУ, но и для расширения функционала диффузионных кодов и усовершенствования библиотек малогрупповых констант. Подобное использование системы кодов позволяет не только получать надежные результаты нейтронно-физических характеристик в стационарных состояниях, но и исследовать динамические процессы с высокой степенью достоверности.

Современная расчетная модель реактора РБМК-1000 сочетает в себе детальное описание геометрической структуры активной зоны и подробное описание материального состава. Трехмерное распределение выгорания, температуры топлива, концентрации ксенона, плотности теплоносителя и температуры замедлителя определяется из расчета по программному комплексу (ПК) SADCO. Плотность замедлителя определяется из программ ремонта графитовой кладки и экспериментального определения нейтронно-физических характеристик.

Ядерные концентрации топлива для различных глубин выгорания определяются линейной интерполяцией между точками, определенными из ячеечных расчетов, детализация составляет 0,0001 МВт сут/кг. Топливо в ТВС задается 28 слоями в двух кольцах твэлов (внутренним и наружным), каждый слой имеет уникальное описание температуры и концентрации ^{135}Xe. Плотность теплоносителя, температура и плотность замедлителя задается 32 слоями по высоте ячейки. Плотность теплоносителя задается с точностью 0,01 г/см^3, температура графита – 5 К.

Количество физических зон составляет около 100 000 материалов, регистрационных зон – 80 000. Объем расчетной модели составляет 20 млн. строк или 280 Мб.

Расчетная модель позволяет определять интегральные и распределенные характеристики реактора, в том числе в подкритических состояниях.

Программные комплексы MCU-RBMK с банком данных MDB650 и MCU-NR с банком данных MDBNR61 аттестованы для расчетов нейтронно-физических характеристик РБМК-1000.

С использованием результатов расчетного моделирования MCU-NR подготовлена библиотека макроконстант для ТВС с топливом 2,7 % + 0,35 % Er (ТВС-27) и аттестованы ПК SADCO 10.1 и ПРИЗМА. Благодаря этому стала возможна загрузка ТВС-27 в активные зоны реакторов энергоблоков № 3, 4 Ленинградской АЭС.

Анализ влияния локализации утечки продуктов деления из защитной оболочки на величину выброса при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР

Горлов Е.А., Шмельков Ю.Б.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

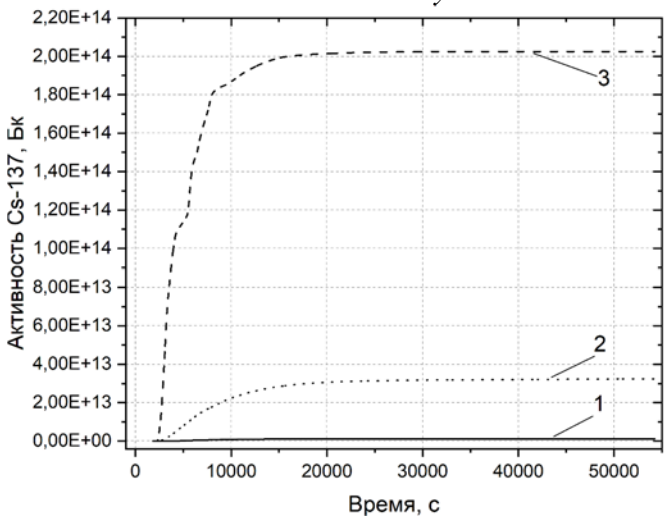
Ключевые слова: выброс продуктов деления, защитная оболочка, тяжелая авария, ВВЭР

Оценка радиационных последствий тяжелых аварий (ТА) является неотъемлемой частью обоснования безопасности АЭС с ВВЭР. Помимо теплогидравлических характеристик самого аварийного процесса, на величину выброса радиоактивных продуктов деления напрямую влияют проектные особенности защитной оболочки (ЗО), в частности величина и локализация неорганизованных протечек в окружающую среду, возникающих в условиях роста давления при ТА.

В работе проведено расчетное исследование влияния расположения мест утечек из ЗО в окружающую среду на величину выброса продуктов деления (ПД) в окружающую среду. Выполнено моделирование процессов в ЗО, переноса и выброса ПД в окружающую среду для трех сценариев ТА для энергоблоков с ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ с использованием аттестованных программных средств АНГАР и МАВР-ТА. В качестве изотопов для анализа выбраны Cs-137 и Kr-85. В ходе вариантных расчетов вся величина утечки поочередно задавалась для каждого из помещений ЗО, имеющих прямой контакт с окружающей средой, что позволило определить помещения, дающие максимальный и минимальный выброс. Дополнительно рассматривался вариант с равномерно распределенной по всем помещениям течью, а также вариант с проектной оценкой распределения утечек на основе данных для ВВЭР-1000.

В результате показано, что пространственное расположение места разгерметизации существенно влияет на величину выброса ПД. Получено, что для ВВЭР-1000 в сценарии с большой течью Dy850 мм максимальный выброс Cs-137 достигается при задании в качестве помещения выброса помещение йодных и аэрозольных фильтров, минимальный – при выбросе из помещения высокотемпературных фильтров (см. рис.). Разница между максимальным и минимальным выбросом в этом случае составляет примерно 2 порядка.

Большая течь Dy850 мм



Величина выброса Cs-137: 1 - минимальная течь через помещение высокотемпературных фильтров; 2 - распределённая по помещениям течь максимальная; 3 - максимальная течь через помещение йодных и аэрозольных фильтров

Исследование возможности наработки тербия-161 в облучательном канале РБМК-1000

Бирюков А.Н.[1], Подосинников А.А.[1], Бакулин Д.В.[1], Музалева М.С.[1], Ильин А.С.[1], Кавун О.Ю.[2]

[1] АО «НИКИЭТ», Москва
[2] МГТУ им Н.Э. Баумана, Москва

Ключевые слова: облучательный канал, радиофармпрепараты, изотопы медицинского назначения, тербий-161, РБМК-1000, нейтронно-физический расчет, методика расчета, стартовые вещества

Актуальной задачей ядерной медицины является поиск новых радиоизотопов для лечения онкологических заболеваний, которые по своим характеристикам превосходят применяемые в текущей клинической практике. Одним из таких радиоизотопов является тербий161 (^{161}Tb), радиофармацевтические препараты на основе которого способны составить конкуренцию лютецию177 (^{177}Lu), имеющему в настоящее время широкое применение в лечении онкологических заболеваний.

В январе 2025 года появилась информация об успешном завершении доклинических исследований ^{161}Tb. Результаты показали, что концентрация данного изотопа в раковых клетках в среднем в 1,5 раза выше, чем концентрация ^{177}Lu. Это связано с более коротким пробегом частиц, что позволит сократить лучевую нагрузку на пациента и снизить облучение здоровых органов и тканей.

Поскольку изотоп ^{161}Tb ранее не нарабатывался в активной зоне РБМК1000, целью данной работы являлось расчетное определение эффективности и целесообразности его получения в облучательном канале (ОК). Также, опираясь на расчетные данные, требовалось установить оптимальный состав стартового материала для наработки ^{161}Tb.

Для решения поставленных задач была разработана расчетная модель в ПК MCU RBMK. Модель представляет собой полиячейку РУ РБМК-1000 размерностью 4×4, в состав которой входят четырнадцать топливных каналов, загруженных ТВС с выгоранием 15 МВт·сут/кг, один канал системы управления и зашиты (СУЗ) с кластерным регулирующим органом (КРО), а также один ОК, в котором расположены 10 титановых блок-контейнеров (БК). Материал БК был выбран из опыта наработки других изотопов медицинского назначения, таких как йод-125 (^{125}I), йод-131 (^{131}I), самарий-153 (^{153}Sm), лютеций-177 (^{177}Lu) и молибден-99 (^{99}Mo). В расчётах по наработке ^{161}Tb средняя мощность окружающих ТК составляет 2,4 МВт, коэффициент аксиальной неравномерности энерговыделения принят равным 1,00.

В качестве стартовых материалов для наработки рассматривались металлический гадолиний-160 (^{160}Gd) и оксид гадолиния (Gd_2O_3). Обогащение по ^{160}Gd составляет 99 % в обоих стартовых материалах. Масса стартового вещества составляет 2 г в одном БК.

Результаты расчетов показали, что максимальная концентрация ^{161}Tb достигается через 21 сутки облучения и составляет $1{,}65\cdot10^{18}$ см$^{-3}$ и $1{,}35\cdot10^{18}$ см$^{-3}$ для ^{160}Gd и Gd_2O_3 соответственно. Интегральная активность изотопов в 10 БК через 21 сутки облучения составляет 276,7 Ки и 241,5 Ки для мишеней ^{160}Gd и Gd_2O_3 соответственно, а активность ^{161}Tb в 10 БК – 129,4 Ки и 113 Ки после облучения ^{160}Gd и Gd_2O_3 соответственно.

Основываясь на полученных значениях активности целевого изотопа, можно сделать вывод, что наработка ^{161}Tb в ОК РБМК-1000 является эффективной. Однако, в виду близких значений активности целевых изотопов из разных стартовых веществ, необходимо в дальнейшем провести экономический анализ целесообразности и эффективности использования металлического ^{160}Gd в сравнении с Gd_2O_3 с точки зрения затрат на технологические операции по выделению целевого изотопа из смеси.

Концепция постоянно действующей модели реакторной установки для решения задач прогнозирования радиационных характеристик реакторных конструкций

Сошников В.М., Блохин П.А.

ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: прогнозирование радиоактивных отходов, конструкционные материалы, нейтронные потоки, вывод из эксплуатации, наведенная активность

Согласно требованиям МАГАТЭ, планирование вывода из эксплуатации (ВЭ) начинается на стадии проектирования и продолжается на протяжении всего срока службы реактора. Одной из основных составляющих стоимости работ при реализации проекта ВЭ атомных станций является обращение с радиоактивными отходами (РАО). При этом большие объемы высокоактивных и среднеактивных отходов образуются в результате демонтажа реакторного оборудования, радиоактивность которого обусловлена длительным воздействием нейтронных полей (наведенная активность). Для оценки уровня активации реакторных конструкций применяют расчетное моделирование переноса нейтронного излучения в реакторной установке (РУ), совместно с моделированием нуклидной кинетики.

Для контроля наведенной активности в течение срока службы реактора и прогнозирования образования РАО от демонтажа реакторных конструкций разработана кон-

цепция постоянно действующей модели (ПДМ), представляющей из себя активационного «цифрового двойника» РУ. ПДМ состоит из нескольких связанных моделей и обслуживающей базы данных. В основе ПДМ лежит расчетная модель реактора, созданная в формате прецизионной программы для моделирования переноса нейтронов в трехмерной геометрии. Расчеты радиационных полей в реакторных конструкциях проводятся для каждой реакторной кампании и используются для моделирования нуклидной кинетики специализированной программой. Активности доминантных радионуклидов и характеристики радиационных полей заносятся в базу данных для отслеживания вклада каждой кампании в наведенную активность на предполагаемый момент ВЭ. Сохраненные данные затем могут быть визуализированы в графической модели РУ в виде трехмерных полей (см. рисунок). Ввиду необходимости совместного использования различных программ ПДМ проще всего будет реализовать на базе специализированных программных комплексов.

Необходимо отметить ключевые особенности ПДМ, выделяющие ее среди существующих методик:

– учет вклада каждой кампании в наведенную активность на момент ВЭ;
– периодическая верификация модели на новых экспериментальных данных;
– эволюция модели по мере эксплуатации энергоблока.

Благодаря этим особенностям ПДМ обеспечивает сохранение всех результатов и значительно повышает точность оценок активации реакторных конструкций по сравнению с существующими подходами.

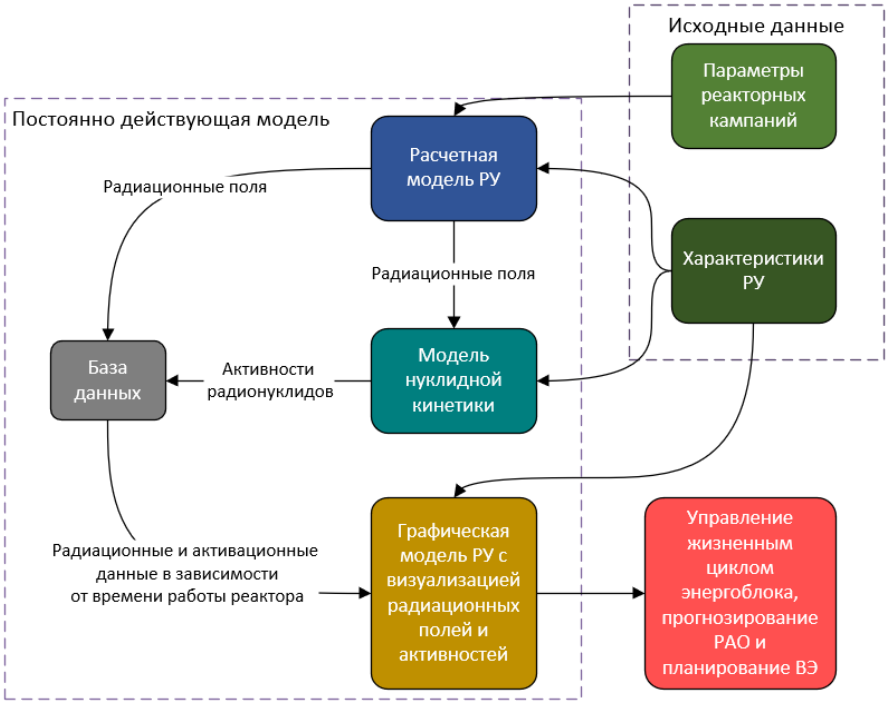


Схема использования ПДМ

Заложенный в ПДМ инструментарий позволяет прогнозировать изменения уровня активности реакторных конструкций в зависимости от принятой стратегии эксплуатации энергоблока для любого сценария ВЭ. Эти данные могут быть использованы в широком спектре задач, начиная от управления жизненным циклом энергоблока с учетом образования РАО от его ВЭ и заканчивая планированием мероприятий по демонтажу

реакторного оборудования. Также возможно совместное использование ПДМ с «цифровыми двойниками» и цифровыми информационными моделями, что позволит получить всеобъемлющую картину радиационного загрязнения энергоблока и увеличить эффективность принятия технических решений по ВЭ.

Расчёт полномасштабной модели ВВЭР-1200 методом Монте-Карло

Белоусов В.И., Дубов А.А., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: программа КИР-С, уравнение переноса нейтронов, метод Монте-Карло, многозонная кинетика, адиабатическое приближение, валидация, ВВЭР-1200, нестационарный процесс, прямое моделирование

В рамках верификации программы КИР-С создана полномасштабная модель активной зоны первого энергоблока ВВЭР-1200 Белорусской АЭС с первой топливной загрузкой с чистым изотопным составом. Модель включает детальное описание как самой активной зоны, так и отражателей, что позволяет проводить прецизионные расчеты нейтронно-физических характеристик.

Выполнено моделирование кинетических процессов при вводе положительной и отрицательной реактивности на минимальном контроллируемом уровне мощности. Расчеты проводились тремя методами: прямым моделированием методом Монте-Карло, многозонным и адиабатическим приближениями. Для верификации использованы экспериментальные данные, полученные со штатных систем контроля станции. Также для рассматриваемых процессов приведены результаты пространственного распределения функционалов в зависимости от времени.

Представлены результаты демонстрационного расчета программы КИР-С с учетом обратных связей по температуре топлива для кинетического процесса с вводом положительной реактивности.

Работа выполнена с использованием оборудования центра коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» (http://ckp.nrcki.ru/).

Работа проведена в рамках выполнения государственного задания НИЦ «Курчатовский институт».

Исследование влияния изменения в течение кампании геометрии твэла на НФХ 2 блока Ленинградской АЭС-2

Шумский Б.Е., Захаров М.А., Коцарев А.В., Лизоркин М.П.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: численное моделирование, ВВЭР, водо-урановое отношение, термомеханика твэла, нейтронно-физические характеристики, длительность топливной кампании

Доклад посвящен исследованию влияния радиационной ползучести оболочки твэла, радиационного распухания топлива, а также теплового расширения материалов твэла на нейтронно-физические и теплофизические параметры активной зоны ВВЭР 2-го блока Ленинградской АЭС-2. Указанные выше физические явления приводят к изменению диаметра топливной таблетки и зазора между топливом и внутренней поверхностью оболочки твэла, в результате чего происходит изменение температуры топлива, оболочки твэла и теплоносителя. Изменение температур, через действие обратных связей, приводит, в свою очередь, к перераспределению энерговыделения в активной зоне реактора и изменению нейтронно-физических характеристик. Кроме этого, изменение формы твэла приводит к изменению водо-уранового отношения, что также ведет к изменению нейтронно-физических характеристик.

Исследования проводились с помощью аттестованной программы NOSTRA. Программа NOSTRA моделирует стационарные и переходные процессы, включая ксеноновое нестационарное отравление, происходящие в активной зоне ВВЭР. Пространственная модель программы NOSTRA решает согласованные по входным и выходным данным уравнения распределенной нейтронной кинетики, теплофизики, гидравлики, остаточного энерговыделения и движения органов регулирования.

Для выполнения представленных исследований были разработаны модели и расчетные блоки деформаций твэла, вносимых радиационными распуханиями топлива и ползучестью оболочки. Расчетные блоки деформаций твэла дополнили модель программы NOSTRA.

Разработана методика, согласно которой проводится расчет изменения геометрии твэлов каждой отдельной кассеты при ее выгорании во всех загрузках до исследуемого состояния реактора. Алгоритм расчета деформаций выглядит следующим образом. С выбранным временным шагом рассчитывается выгорание топливных кампаний. На каждом шаге выгорания рассчитываются скорости и величины деформации оболочки твэла и величины распухания топлива для каждой ТВС в отдельности. Результаты расчета изменения геометрии твэла, по окончании каждой топливной кампании, передаются в качестве исходных данных на расчет выгорания в следующей кампании. Таким образом учитываются все физические и теплофизические характеристики состояний, в которых происходило выгорание каждой ТВС. Такой индивидуальный учет состояний ТВС необходим, так как скорость деформации материалов твэла зависит от конкретных значений плотности потока нейтронов и температур в каждый момент выгорания топлива.

Проведены исследования влияния процессов распухания топлива, ползучести оболочки твэла и теплового расширения материалов твэла на поля энерговыделения, критическую концентрацию борной кислоты и длительность кампании. В докладе представлены результаты расчета параметров с первой по пятую кампанию топливного цикла второго блока Ленинградской АЭС. Проведен анализ влияния изучаемых физических явлений на НФХ второго блока данных кампаний.

Валидация кода МАВР-ТА на экспериментах по росту аэрозолей в первом контуре реакторной установки при тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР

Сарычев Е.С.[1,2], Шмельков Ю.Б.[1]

[1] НИЦ «Курчатовский институт», Москва
[2] ФГБОУ ВО «НИУ МЭИ», Москва

Ключевые слова: тяжелая авария, аэрозоли, первый контур, продукты деления, осаждение, рост аэрозолей

Анализ радиационных последствий тяжелых аварий (ТА) и расчетное обоснование эффективности противоаварийных мер должны осуществляться в реалистическом приближении в соответствие с международными и отечественными нормативными требованиями. Реалистический подход требует использовать всю совокупность современных знаний в области феноменологии, моделирования процессов при ТА и знаний об объекте моделирования. Для совершенствования существующих подходов и их приближения к реалистичности необходимо наличие расчетных моделей, проверенных на исчерпывающей базе экспериментальных данных.

В условиях ТА продукты деления (ПД) выходят из топлива в виде паров и неконденсирующихся газов, таких как Xe, Kr. Попадая в главный циркуляционный трубопровод (ГЦТ) пары ПД подвергаются конденсационным процессам и механизмам нуклеации.

Конденсационные процессы делятся на два типа в зависимости от размера поверхности конденсации: конденсация на поверхностях установки (поверхности ГЦТ, парогенератора, компенсатора давления (КД)); конденсация на аэрозольных частицах в потоке теплоносителя; конденсация на частицах конструкционных материалов (КМ) – гетерогенная нуклеация – образование аэрозольных частиц.

Если пары в ГЦТ перенасыщаются, то происходит образование мелких частиц жидкости и конденсация на них – гомогенная нуклеация. Механизм нуклеации является переходом от пара к зарождению аэрозольных частиц, которые при переносе внутри ГЦН могут сталкиваться друг с другом, образуя более крупные кластеры. Этот механизм называется агломерацией.

Данные процессы при переносе ПД в пределах первого контура в условиях ТА играют важную роль и влияют на количество осевшей массы ПД на поверхностях ГТЦ. Осевшая масса влияет на источник радиоактивности в защитное ограждение и как следствие на величину выброса в окружающую среду. Для оценки последствий потенциальных ТА разрабатываются и совершенствуются специализированные программные средства (ПС), одним из которых является МАВР-ТА.

Код МАВР-ТА является аттестованным ПС, относящимся к программам инженерного класса, разработан в НИЦ «Курчатовский институт» для моделирования поведения ПД на всех стадиях ТА на АЭС с реакторами типа ВВЭР. В рамках развития кода МАВР-ТА были реализованы модели механизмов образования и роста аэрозолей. В целях проверки работоспособности реализованных моделей, а также расширения матрицы валидации были выбраны следующие эксперименты:

– DEVAP – конденсация на поверхностях;
– AERODEVAP – нуклеация, конденсация;
– NATF – агломерация;
– Phebus FP – интегральный эксперимент, общая феноменология.

О возможности консервации ОТВС на осушенном БВ-3 Билибинской АЭС

Московченко И.В., Мухамадеев Р.И., Павлюкова В.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: Билибинская АЭС, ОТВС, бассейн выдержки (БВ)

В декабре 2025 года для подготовки к выводу из эксплуатации были остановлены реакторы 2, 3 и 4 блоков Билибинской АЭС. Важным этапом является выгрузка ОТВС из реакторов и их размещение в бассейнах выдержки (БВ). В настоящее время БВ-1 и БВ-2 полностью заполнены и осушены, места для выгрузки расположены в БВ-3 и БВ-4.

Перед размещением ОТВС в БВ проводятся операции ее консервации в пенале. Для этого пеналы размещаются на верхнем защитном перекрытии (ВЗП) БВ. Обстоятельством, осложняющим выгрузку, является осушение БВ-3 в 2025 г. Штатное выполнение операций по консервации ОТВС предполагает, что БВ заполнен водой.

В работе был выполнен расчетный анализ радиационной обстановки на ВЗП БВ-3 при существующем размещении ОТВС. На основании сравнения расчетных и экспериментальных данных были сделаны выводы о достаточной консервативности предложенной расчетной модели.

Был выполнен анализ влияния излучения ОТВС из пространства осушенного БВ на дозозатраты при выполнении работ по консервации ОТВС на ВЗП, и продемонстрирована возможность и безопасность такого способа выполнения работ.

Моделирование активации конструкций РУ ВВЭР-440, эксплуатируемых за пределами проектного срока

Катаев Е.В., Ванеев Ю.Е., Сошников В.М.

ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: активация, внутрикорпусные устройства, корпус, вывод из эксплуатации, метод Монте-Карло, нуклидная кинетика, верификация

В настоящее время в России эксплуатируются 22 энергоблока с реакторами ВВЭР, пять из которых (типа ВВЭР-440) работают за пределами 30-летнего проектного срока, продленного до 60 лет. Остановленный в 2016 году блок № 3 Нововоронежской АЭС (ВВЭР-440) эксплуатировался 45 лет и на текущий момент данные об активации его конструкционных материалов применяются для валидации расчетных кодов. Ранее результаты исследований образцов с этого блока подтвердили корректность расчетов активации по программе MCU-6. В данной работе эти результаты служат основой для кроссверификации программного комплекса (ПК) КОРИДА.

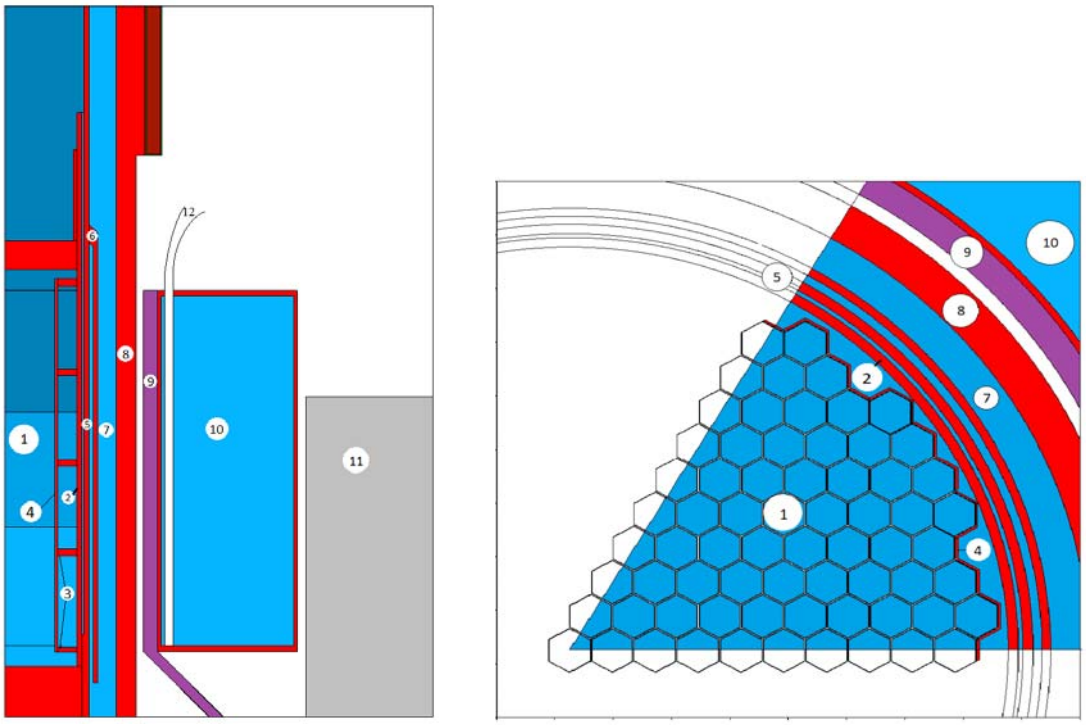
В настоящей работе представлена кроссверификация ПК КОРИДА на примере сравнительного анализа результатов активации реакторных конструкций на уровне центра активной зоны, а также методика прогнозного расчета удельной активности реакторных конструкций ВВЭР-440 на моменты окончательного останова после 45 и 60 лет эксплуатации.

Моделирование нейтронных полей в реакторных конструкциях осуществлялось с использованием модуля ПК КОРИДА на основе аттестованной в Ростехнадзоре программы TDMCC, в которой реализован метод Монте-Карло.

Основные конструкции РУ (ближайшие к активной зоне) блока № 3 были смоделированы на основе характеристик из открытых публикаций без существенных упрощений в геометрии (см. рис.). Используя покассетное и высотное распределение выгорания топлива в активной зоне на начало, середину и конец типовой топливной кампании, а также параметры критичности был смоделирован источник нейтронов в активной зоне и решено однородное уравнение переноса нейтронов. В результате решения уравнения был получен эффективный коэффициент размножения нейтронов в интервале 0,99–1,01 и распределения (покассетные и высотные) энерговыделения, совпадающие с эксплуатационными данными в пределах 12 % (по модулю).

Для моделирования нейтронных полей в реакторных конструкциях, соответствующих некоторому «среднему» состоянию активной зоны блока № 3, были проанализированы все, предшествующие останову, топливные кампании и усреднены за весь период эксплуатации следующие характеристики:

– выгорание двух периферийных рядов кассет;
– концентрация борной кислоты;
– положения органов регулирования.



а) б)

Продольное (а) и поперечное (б) сечения расчетных моделей реактора ВВЭР-440 на уровне центра активной зоны: 1 – активная зона, 2 – корзина, 3 – крепежи выгородки, 4 – выгородка, 5 – шахта, 6 – тепловой экран, 7 – опускной участок, 8 – корпус, 9 – теплоизоляция, 10 – кольцевой бак с водой, 11 – бетон биологической защиты, 12 – каналы ионизационных камер (ИК)

С использованием нейтронных потоков и спектров, полученных по модели «среднего» состояния активной зоны, были проведены расчеты наведенной активности материалов в объемах элементов конструкции РУ ВВЭР-440 после завершения эксплуа-

тации блока №3 с помощью кода нуклидной кинетики TRACT, входящего в состав ПК КОРИДА.

В таблице 1 приведены сравнения с данными работы (А) результатов расчетов по модели «среднего» состояния активной зоны блока № 3 (A_3) удельных активностей ВКУ и корпуса реактора (по активностям трех основных радионуклидов: ^{55}Fe, ^{60}Co, и ^{63}Ni) на уровне центра а.з. на момент окончания эксплуатации – через 45 лет работы).

Таблица 1. Сравнение значений удельной активности трех основных радионуклидов в конструкциях РУ, полученных по итоговой модели блока № 3 A_3 и в работе А, Бк/г

Элемент конструкции РУ	Изотоп	A_3	А	A_3/ А
Корзина	^{55}Fe	$5{,}80\cdot10^{9}$	$6{,}16\cdot10^{9}$	0,94
	^{60}Co	$2{,}19\cdot10^{9}$	$2{,}11\cdot10^{9}$	1,04
	^{63}Ni	$7{,}31\cdot10^{8}$	$6{,}79\cdot10^{8}$	1,08
Шахта	^{55}Fe	$2{,}52\cdot10^{9}$	$2{,}68\cdot10^{9}$	0,94
	^{60}Co	$1{,}05\cdot10^{9}$	$1{,}09\cdot10^{9}$	0,96
	^{63}Ni	$3{,}02\cdot10^{8}$	$3{,}21\cdot10^{8}$	0,94
Тепловой экран	^{55}Fe	$1{,}51\cdot10^{9}$	$1{,}54\cdot10^{9}$	0,98
	^{60}Co	$5{,}58\cdot10^{8}$	$6{,}02\cdot10^{8}$	0,93
	^{63}Ni	$1{,}83\cdot10^{8}$	$1{,}94\cdot10^{8}$	0,95
Корпус	^{55}Fe	$5{,}88\cdot10^{7}$	$5{,}38\cdot10^{7}$	1,09
	^{60}Co	$2{,}68\cdot10^{6}$	$2{,}24\cdot10^{6}$	1,20
	^{63}Ni	$8{,}68\cdot10^{4}$	$8{,}10\cdot10^{4}$	1,07

Результаты расчетов удельных активностей радионуклидов в основных стальных конструкциях РУ, ВВЭР-440, полученные с использованием модели «среднего» состояния активной зоны блока № 3, свидетельствуют об удовлетворительном согласии с данными работы: для ВКУ относительные отклонения по модулю не превышают 8 %, для корпуса толщиной 14 см – 20 %.

Используя верифицированную усредненную модель РУ, находящегося в эксплуатации 45 лет, была оценена возможность создания модели, описывающей нейтронные характеристики установки, которая эксплуатируется 60 лет с целью расчета активации конструкций этой установки. Так как последние топливные загрузки по расположению свежих и выгоревших ТВС в активной зоне были однотипными, сделано предположение о похожести дальнейших топливных кампаний, а характеристики прогнозной «средней» активной зоны скорректированы с учетом большего вклада последних топливных кампаний.

С использованием прогнозной модели были получены значения плотности потока быстрых нейтронов с энергией E > 0,5 МэВ ($\varphi_{КОРИДА}$) в канале ИК (поз. 12 на рисунке) и проведен сравнительный анализ с расчетно-экспериментальными данными из открытых публикаций (φ). Результаты расчетов в сравнении с данными работ представлены в таблице 2.

Таблица 2. Сравнение расчетных значений плотности потока нейтронов с энергией E > 0,5 МэВ ($\varphi_{КОРИДА}$) в канале ИК со значениями φ, 10^9 см$^{-2}$с$^{-1}$

Расстояние от центра а.з., см	Высота от низа а.з., см	$\varphi_{КОРИДА}$	φ	$\varphi_{КОРИДА}$/ φ
212,5	50	6,971	7,370	0,95
215,5	204	0,248	0,221	1,12
222,5	260	0,006	0,007	0,86

Как видно из таблицы 2 полученные значения $\varphi_{0,5}$ в канале совпадают с расчетно-экспериментальными данными в пределах 14 %.

Основываясь на результатах кроссверификации разработанных расчетных моделей РУ ВВЭР-440 блока № 3 Нововоронежской АЭС показан способ получения усредненных за весь период эксплуатации пространственно-энергетических распределений плотности потока нейтронов в объеме конструкций РУ. Получены верифицированные расчетные модели с усредненными характеристиками нейтронных полей. Использование этих характеристик при моделировании нуклидной кинетики в облучаемых конструкциях позволяет получать значения удельной активности материалов на момент окончания эксплуатации РУ и на различные времена выдержки.

Представленный подход может быть применен к любым энергоблокам с реакторами типа ВВЭР-440, как к действующим (с различными сроками эксплуатации), так и выведенным из эксплуатации.

Применение методов кластеризации для анализа безопасности АЭС с реакторной установкой ВВЭР-1200

Ушаков Д.Ю.[1], Воробьев Ю.Б.[2]

[1] АО «ВНИИАЭС», Москва
[2] ФГБОУ ВО «НИУ МЭИ», Москва

В докладе представлены основы подхода динамического вероятностного анализа безопасности (ДВАБ) с использованием метода поиска глобального оптимума – генетического алгоритма (ГА), результаты расчетов аварийного процесса с гильотинным разрывом холодной нитки ГЦТ для РУ ВВЭР-1200, а также продемонстрирована возможность применения методов кластеризации для анализа полученного массива данных.

ДВАБ-ГА, реализован в программе Nuclear Plant Optimizer (NPO), использующей режим параллельных вычислений и был успешно адаптирован для кодов: RELAP5, MELCOR и двухзонного кода моделирования пожаров. Была проведена апробация для ряда аварийных сценариев РУ ВВЭР-1000 В-320.

Моделирование динамических процессов ВВЭР-1200 проводилось с помощью системного кода RELAP5. Теплогидравлическая модель реакторной установки состояла из следующих элементов: реактор, 4 петли, второй контур, пассивная часть системы аварийного охлаждения активной зоны, система пассивного залива активной зоны.

Итоговое параметрическое пространство ДВАБ, с учетом нодализации модели, состояло из 29 компонент, таких как: задержки на срабатывание систем безопасности, коэффициенты теплоотдачи и т.п. Всего выполнено 2289 расчетов вариантов аварии в параллельном режиме. Максимальная достигнутая температура составила 1917 К. Подробный анализ динамики результатов выявил 4 возможных варианта протекания достаточно простого аварийного сценария.

При обработке результатов динамического вероятностного анализа безопасности (ДВАБ) решаются две основные задачи: во-первых, выделение референтных сценариев протекания аварии для последующего анализа лицами, принимающими решения; во-вторых, проведение анализа чувствительности с целью выявления возможных пороговых эффектов. Решение данных задач стандартными методами, основанными на ручном анализе, достаточно трудоемко, но одним из возможных решений является применение методов кластеризации. Для обработки полученной выборки последовательно

применялись корреляционный анализ (по методам Пирсона, Спирмена, Кендалла) и кластеризация методом К-средних.

Корреляционный анализ выделил параметры, наиболее влияющие на тяжесть аварии. Кластеризация позволила сгруппировать все варианты сценария. Анализ центров кластеров подтвердил, что низкие значения коэффициентов запирания и множителей теплоотдачи приводят к пороговому эффекту и росту температуры энергонапряженного твэла. Это доказывает эффективность предложенного подхода для идентификации возможных вариантов сценария аварии.

Доказано, что подход ГА-ДВАБ с применением кластеризации позволяет не только выделить наиболее влиятельные параметры, но и распределить множество вариантов развития аварии по характерным группам для выработки, в дальнейшем, алгоритма автоматического анализа и выделения наиболее опасных сценариев аварий.

Обеспечение условий использования ферритно-мартенситных оболочек твэлов реактора БН-800 для увеличения выгорания

Васильев Б.А., Крюков А.Н., Белов С.Б., Пахолков В.В.

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Ключевые слова: ректоры на быстрых нейтронах, выгорание топлива, активная зона, ферритно-мартенситные стали, повреждающая доза

В связи с высокой плотностью потока нейтронов основным ограничением по достижению глубокого выгорания топлива в реакторах на быстрых нейтронах, является радиационная стойкость материала оболочек твэлов. Работоспособность твэлов с оболочками из аустенитной стали ЭК-164, которыми укомплектованы штатные ТВС, эксплуатируемой в настоящее время активной зоны реактора БН800, прогнозируется до повреждающей дозы на уровне ~120 сна. Это соответствует достижению максимального выгорания топлива в твэл ~13 % т.а. Для достижения более глубокого выгорания топлива требуется использование более радиационно-стойких сталей для оболочек твэлов. В настоящее время в АО «ВНИИНМ» разработаны для этой цели ферритно-мартенситные стали ЧС139 и ЭК-181, которые характеризуются повышенной жаропрочностью, но всё же по длительной прочности они уступают сталям аустенитного класса. Соответственно, для их применения должно быть обеспечено снижение температуры оболочек твэлов, которая в существующем проекте активной зоны реактора БН-800 с оболочками из стали ЭК-164 составляет 710 °С.

Наиболее эффективной мерой для снижения температуры оболочек твэлов является снижение подогрева теплоносителя в активной зоне. Увеличение расхода натрия через активную зону для этого может быть обеспечено при переходе на активную зону с пониженным гидравлическим сопротивлением и на повышенные обороты ГЦН-1. Снижение гидравлического сопротивления активной зоны с полной загрузкой МОКС топливом может быть обеспечено при исключении из конструкции наиболее теплонапряжённых ТВС дроссельных устройств, которые были использованы в гибридной активной зоне на начальном этапе эксплуатации реактора БН-800.

Возможность перевода ГЦН-1 на повышенные обороты связана с наличием запасов по теплосъёму с первого контура, предусмотренном в проекте РУ БН-800, и проектным запасом в напоре ГЦН.

Наряду со снижением температуры оболочки твэла её длительная прочность может быть повышена путём перехода с размера ∅ 6,9×0,4 мм на ∅ 7,0×0,45 мм при увеличении поперечного размера чехловой трубы ТВС с 96 мм до 98 мм. Повышение длительной прочности при этом обеспечивается благодаря снижению напряжений в утолщённой оболочке твэла. Увеличение размера чехловой трубы позволяет увеличить толщину оболочки твэла без увеличения гидравлического сопротивления ТВС

В докладе представлено краткое описание компоновки активной зоны при переходе на повышенное выгорание топлива. Дана оценка возможного снижения температуры оболочек твэлов за счёт увеличения расхода теплоносителя через активную зону и показаны технические решения по снижению гидравлического сопротивления ТВС. Приведены основные параметры эксплуатации твэлов.

Оценка потенциала реактора МБИР для проведения перспективных экспериментальных исследований

Набойщиков Ю.В., Жемков И.Ю.

АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Ключевые слова: экспериментальные быстрые реакторы, реактор БОР-60, реактор МБИР, сравнение характеристик важных для проведения реакторных испытаний

В НИИАР более 55 лет (при первоначальном ресурсе 20 лет) успешно эксплуатируется быстрый исследовательский реактор БОР-60 – уникальная экспериментальная установка с высокой плотностью потока и “жестким” спектром нейтронов. За время эксплуатации реактора были проведены различные исследования практически по всем направлениям развития ядерной энергетики. На настоящий момент НИИАР имеет лицензию на право эксплуатации реактора БОР-60 до декабря 2028 года.

Также на площадке НИИАР сооружается многоцелевой быстрый исследовательский реактор МБИР, который придет на замену реактору БОР-60 и обеспечит продолжение и развитие реакторных испытаний в жестком спектре быстрого реактора. В связи с этим целесообразно сравнить экспериментальные возможности этих установок.

Тепловая мощность реактора МБИР в три раза больше номинальной мощности реактора БОР-60, что, при сохранении диаметра твэла рабочих ТВС 6,0×0,3 мм, позволило практически в два раза увеличить максимальную плотность потока нейтронов в экспериментальных устройствах (ЭУ).

Входная температура теплоносителя в реакторе МБИР (330 °С) незначительно выше данного параметра реактора БОР-60 (320 °С), что сохраняет возможность проведения «низкотемпературных» реакторных испытаний материалов.

С геометрической точки зрения облучательный объем отдельного ЭУ в реакторе МБИР относительно реактора БОР-60 значительно увеличится: в 3,3 раза на уровне активной зоны и 4,6 раза на всю высоту сборки. Это позволит разместить большее количество образцов в одном ЭУ, однако это приводит к росту радиальной неравномерности по образцам, облучающимся на одном аксиальном уровне. Также при испытаниях при различных температурных условиях потребуется более детальная проработка конструктивных особенностей ЭУ и сценариев реакторных испытаний.

Картограмма реактора БОР-60 состоит из 265 гексагональных ячеек, из них 258 доступны для постановки ЭУ и только одна ячейка (Д23, 5-й ряд) предназначена для

размещения инструментованных экспериментальных устройств с выводом онлайн информации, а также для установки автономных петлевых устройств. В реакторе МБИР 517 ячеек, из них 509 доступны для экспериментальных исследований, а количество ячеек, позволяющих проводить инструментованные исследования, увеличено до трех штук, расположенных на разных радиусах. Кроме того в реакторе МБИР реализована возможность проведения испытаний в трех петлевых каналах, ограниченных семью сборками, таким образом, при необходимости, в ячейках входящих в состав «семериков» также может быть реализовано инструментованное облучение.

Отношение количества ЭУ в среднестационарном состоянии реактора МБИР к количеству ТВС составляет 0,18, что является хорошим показателем для быстрого исследовательского реактора. Такая загрузка ЭУ характерна для исследовательского реактора БОР-60 начиная с 2000-х годов, однако учитывая увеличение облучательного объема ЭУ в реакторе МБИР, возможности проведения широкомасштабных испытаний образцов вырастают кратно.

Также следует отметить, что в реакторе МБИР довольно значительный боковой экран, в котором также можно проводить реакторные испытания, например, при необходимости облучения с меньшим темпом набора повреждающей дозы для получения детального хода дозовой зависимости характеристики исследуемого материала.

Из представленных данных следует, что в проект реактора МБИР заложены экспериментальные возможности, которые в значительной степени превосходят аналогичные для реактора БОР-60.

Анализ результатов валидации программы Альфа-БН 1.0 по экспериментальным данным о выходе ГПД из оксидного топлива

Маркелов В.Д., Филимонов Е.В., Дмитриев Д.В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: реактор на быстрых нейтронах, натриевый теплоноситель, эксперимент, программа для ЭВМ, выход продуктов деления, продукты деления, урановое оксидное топливо

Безопасность реакторной установки является ключевым условием при ее проектировании и эксплуатации. В нормативных документах современных энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах вводится эксплуатационный предел повреждения твэлов по суммарной активности газа в газовой подушке реактора (ГПР). Контроль соблюдения данного предела обеспечивается газовой системой контроля герметичности оболочек твэлов (ГСКГО). При повреждении твэла данная система фиксирует резкий всплеск активности газообразных продуктов деления (ГПД) в ГПР, что свидетельствует о потере герметичности оболочки.

В процессе работы реактора ГПД в значительном количестве накапливаются под оболочкой твэла, ввиду их относительно большого выхода при делении тяжелых ядер. При повреждении оболочки твэла, ГПД выходят за ее пределы и мигрируют в ГПР, где их фиксирует аппаратура ГСКГО. На основании данных, полученных от системы ГСКГО проводится анализ состояния активной зоны и определяется количество поврежденных твэлов.

Для получения более достоверной оценки при обосновании радиационной безопасности действующих и проектируемых реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (типа БН), необходима корректная математическая модель, связывающая измеряемую активность ГПД в ГПР с состоянием оболочек твэлов активной зоны.

В процессе решения данной задачи, на основе накопленного опыта анализа данных показаний системы ГСКГО и наработок в области моделирования поведения ГПД в топливе и в технологических средах реакторов типа БН, специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» разработана программа Альфа-БН 1.0, которая является развитием программы Альфа-М-С15. Программа Альфа-БН 1.0 предназначена для получения расчетных оценок выхода ГПД из топлива различного вида: уранового оксидного (UO_2), смешанного оксидного (МОКС-топливо) и смешанного нитридного (СНУП-топливо).

Для обеспечения возможности применения программы в проектных расчетах и сопровождении эксплуатации реакторов типа БН необходимы ее верификация и валидация, которая проводится на основе имеющихся экспериментальных данных.

В докладе представлены результаты валидации расчетных значений выхода ГПД из оксидного топлива под оболочку герметичного твэла в сравнении с экспериментальными данными. Результаты проведенных расчетных исследований показали удовлетворительное согласие с экспериментами.

Проведение расчетов аварий типа RIA с использованием комплекса ATHLET/BIPR-VVER в поддержку лицензирования стенда «П» НИЦ «Курчатовский институт»

Егоров В.В., Коцарев А.В., Шумский Б.Е., Цыганов С.В., Кузнецов А.Н., Шкаровский Д.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: полномасштабное компьютерное моделирование, критический стенд, переходные процессы, нейтронно-физические и тепло-гидравлические модели, бенчмарки, лицензирование

Доклад посвящен анализу результатов моделирования критического стенда определенной топливной компоновки с использованием кода ATHLET/BIPR-VVER (версия 1.0) полномасштабного согласованного нейтронно-физического и тепло-гидравлического моделирования процессов в ВВЭР и схожих с ним топливных решеток с водяным замедлителем.

Моделирование проводилось с целью дальнейшего лицензирования критического стенда «П» в Ростехнадзоре. Критический стенд «П» - бакового типа, активная зона критической сборки которого размещена внутри цилиндрического бака из нержавеющей стали. Бак открыт с верхней стороны. Внутренний диаметр бака 2040 мм, толщина стенки 4 мм, высота бака 3700 мм. Бак заполняется замедлителем (чистой легкой водой) до уровня критичности, который обеспечивает критичность сборки.

Стационарные состояния сборки были верифицированы на результатах расчета, полученных по программному комплексу MCU-PD. Программа MCU-PD предназначена для моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных в системах с трехмерной геометрией. Для нейтронов расчетный код позволяет также решать однородное уравнение, т. е. задачу о критичности систем, размножающих нейтроны.

Расчетная модель критического стенда в программе MCU-PD соответствует реальному стенду «П» НИЦ «Курчатовский институт». Все размеры и материалы являются реальными и моделируются с незначительными приближениями.

Расчетное моделирование стенда проводилось в компоновке 703 твэла, при которой уровень критичности был достаточен для моделирования системы по программе в диффузионном приближении. Также данная компоновка позволила проводить расчеты в нодальном приближении по 19 твэлов в каждой мини-сборке.

На основании сопоставления результатов стационарных состояний были определены граничные условия для программы ATHLET/BIPR-VVER, при которых наблюдалось наилучшее совпадение результатов с MCU-PD.

В докладе представлены результаты расчетного анализа аварии – «выброс ОР СУЗ из активной зоны» с помощью программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER Данный процесс мультифизичен, происходит взаимодействие нейтронно-физических и теплогидравлических явлений. Расчет переходного процесса осуществлялся в нодальном и потвэльном приближениях.

Продемонстрирована возможность использования программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER для расчетов переходных процессов на критических стендах на примере стенда «П» НИЦ «Курчатовский институт».

Материалы, представленные в докладе, были включены в документацию по обоснованию безопасности для получения лицензии на эксплуатацию стенда «П».

Применение программы «БРОК» для расчета исходных данных для ядерной безопасности в бассейне выдержки

Следков Р.М., Чусов И.А., Степанов О.Е., Акименкова Е.Ю.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: бассейн выдержки, истинное объемное паросодержание, программа БРОК, коды КОРСАР/ГП, СОКРАТ-В1/В2, ядерная безопасность, ТВС

В программе «БРОК» рассмотрена задача моделирования гидродинамики и тепломассообмена, возникающая в случае потери охлаждения и при течах БВ РУ ВВЭР. «БРОК» является оригинальной разработкой ОКБ «ГИДРОПРЕСС» и рассматривает задачу охлаждения ТВС в бассейне выдержки (БВ) в комплексе с задачей определения характеристик под гермооболочкой (ГО). Программа находится на финальной стадии разработки.

Программа «БРОК» разрабатывается в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для расчета аварий с потерей теплоносителя в БВ (вследствие течей и выкипания) и использует одножидкостную модель для двухфазного потока с учетом поправки на его негомогенность. «БРОК» выполняет тот же функционал, что и системные коды (например, СОКРАТ-В1/В2 и КОРСАР/ГП) и может в дальнейшем аттестоваться для решения задач охлаждения ТВС в БВ и получения исходных данных для последующих анализов ядерной безопасности в БВ. Исходные данные для их применения в анализах ядерной безопасности напрямую выдаются в результатах программы «БРОК» и не нуждаются в дополнительной обработке. В программе «БРОК» используются современные замыкающие соотношений для условий БВ. Впервые, для условий БВ, в программу адаптирована корреляция по истинному объемному паросодержанию в объеме теплоносителя в БВ.

В программе «БРОК» включена модель собственной разработки для оценки параметров в ГО (оценивающая изменения давления, температуры, паросодержания в ГО). Быстродействие программы «БРОК» – время счета 5 – 30 минут. Аварийные остановы программы не наблюдаются. Освоение программы и задание исходных данных достаточно простое.

В программе предусмотрена возможность расчета аварий в БВ с учетом мер по управлению аварией (подключение подпитки БВ теплоносителем от систем безопасности). В докладе рассматриваются, в том числе, предварительные результаты валидации программы «БРОК» на имеющемся экспериментальном материале и оцениваются основные погрешности расчета исходных данных для анализов ядерной безопасности.

Секция 9.
Нейтронно-физические характеристики и безопасность реакторов нового поколения

Концептуальные вопросы реализации маневренных режимов в свете современного развития атомной энергетики

Увакин М.А., Николаев А.Л., Рябов Г.А., Махин И.В., Сотсков Е.В.
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: маневренные режимы, реактор ВВЭР большой мощности, обоснование безопасности, эффективные алгоритмы управления

В докладе представлены основные проблемы широкомасштабного внедрения маневренных режимов на энергетических реакторах большой мощности. В первую очередь, рассматриваются реакторные установки с ВВЭР, на основании опыта обоснования которых делается ряд практически значимых выводов о потенциале маневрирования установок других типов.

Показано, что самый главный фактор, определяющий возможности эксплуатации реакторных установок – расчетное обоснование безопасности с учетом непрерывной динамики в переменном графике несения полезной нагрузки. Актуальность темы определяется задачей, поставленной на уровне руководства Госкорпорации «Росатом»: обеспечить участие энергоблоков с ВВЭР проекта АЭС-2006 в маневренных режимах на протяжении всей кампании при выполнении всех современных требований по скорости изменения мощности. В докладе рассматривается ряд значимых для анализа безопасности процессов. Обоснование безопасности должно проводиться с учетом выполнения новых требований, ранее в проекте не обоснованных. В общем виде задача предполагает несколько типов режимов маневрирования, включая суточный график нагрузки и регулирование частоты, а также их возможные комбинации. Должны рассматриваться различные статические программы регулирования и повышенные скорости изменения нагрузки, реализуемые за счет всех доступных средств воздействия на реактивность (ОР СУЗ, операции водообмена, температурное регулирование). Постоянная модернизация алгоритмов управления полями энерговыделения, которая происходит практически для каждого проекта реакторных установок, дополнительно осложняет задачу выбора исходных событий и сценариев аварийных процессов в условиях маневренных режимов. Также немаловажную роль имеют вопросы эффективности использования ядерного топлива, вариативности загрузок, достижения дополнительных целевых показателей энергоблоков АЭС. Референтный опыт комплексного решения задач реализации маневренных режимов, особенно применительно к обоснованию безопасности, в отечественной практике изначально отсутствовал.

На практических примерах показана значимость следующих основных факторов, связанных со спецификой режимов маневрирования мощностью:

– динамическое состояние реакторной установки на момент возникновения постулируемых исходных событий и влияние маневренной динамики после него;

– учет ошибки оператора в качестве соблюдения принципа единичного отказа;
– специфические сценарии аварийных процессов;
– роль защит по локальным параметрам энерговыделения;
– множественность сценариев развития процессов.

Также в докладе показаны специализированные разработки АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» в области создания комплекса средств и методов для обоснования безопасности РУ ВВЭР с учетом маневренных режимов, включая формирование методических основ, модернизацию программных кодов и внедрение современных информационных технологий на основе машинного обучения. Приводится обзор созданных методических разработок и демонстрируется опыт их применения для решения поставленной задачи.

Вариативное моделирование маневренных режимов ВВЭР средней мощности с использованием серых ОР СУЗ

Бозриков К.В., Увакин М.А., Николаев А.Л., Рябов Г.А.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: маневренные режимы, реактор ВВЭР средней мощности, серые ОР СУЗ, обоснование безопасности

Энергетическая стратегия Российской Федерации, наряду с мировой практикой развития ядерной энергетики, предусматривает обеспечение участия АЭС с реакторами на тепловых нейтронах в регулировании неравномерности графиков нагрузки энергетической сети. В связи с этим, к разрабатываемым РУ предъявляются требования относительно участия в режимах, связанных с изменением мощности турбогенератора, таких как общее и нормированное первичное регулирование частоты тока, суточное маневрирование мощностью, импульсная и длительная разгрузка турбины, а также в совмещение различных режимов.

Реализация маневренных режимов работы АЭС с ВВЭР в настоящий момент осуществима в ограниченном объеме, поскольку ряд факторов препятствует систематическому изменению уровня мощности с наложением требований сетевого оператора. Во-первых, конфигурация и материальный состав активной зоны существующих реакторов типа ВВЭР предполагают использование органов регулирования с большой поглощающей способностью, что вызывает значительные возмущения полей энерговыделения и может привести к превышению допустимых локальных нагрузок на топливо в режиме маневрирования. Во-вторых, для компенсации ксеноновых переходных процессов и корректировки положения органов регулирования используются механизмы водообмена, для которых характерна инертность воздействия, низкая эффективность в конце топливной кампании, а также генерация большого объема жидких радиоактивных отходов. В-третьих, большое количество действий оператора, совершаемых вручную при подавлении ксеноновых колебаний, приводит к высокой вероятности ошибок.

В настоящей работе рассматриваются результаты многовариантного численного моделирования РУ с ВВЭР средней мощности с учетом инновационных решений в части конструкции активной зоны и алгоритмов работы основных регуляторов, которые позволяют решить основные проблемы, возникающие при маневрировании. Для различных моментов кампании в серии топливных загрузок произведены расчеты режи-

мов, связанных с изменением мощности энергоблока при нормальной эксплуатации. По результатам расчетного моделирования выполнена проверка критериев успешного прохождения режимов маневрирования и теплотехнической надежности активной зоны, сделан вывод об обеспечении безопасного протекания проектных сценариев режимов.

Адаптация методики анализа неопределенностей для обоснования безопасности маневренных режимов ВВЭР средней мощности

Кузнецов Н.И., Увакин М.А.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: реактор ВВЭР средней мощности, манёвренные режимы, обоснование безопасности, анализ неопределённостей, машинное обучение, нейронные сети

В работе изучается возможность адаптации классической методики проведения анализа неопределённостей для обоснования безопасности манёвренных режимов работы реакторных установок типа ВВЭР средней мощности. В рамках данной работы затрагивается вопрос выбора состояния реакторной установки в момент возникновения исходного события при работе в манёвренном режиме, в частности, в режимах нормированного и общего первичного регулирования частоты тока энергосети (т.н. НПРЧ и ОПРЧ). Исследуется влияние теплофизических, нейтронно-физических и эксплуатационных свойств и характеристик на исходное состояние системы перед потенциальной аварией. Рассматривается возможность использования искусственного интеллекта для предиктивной аналитики, ускорения процессов анализа безопасности и подготовки макроконстант и эксплуатационных характеристик.

Объектом исследования работы являются манёвренные режимы работы проектируемой в настоящее время реакторной установки ВВЭР средней мощности. В соответствии с действующей на территории Российской Федерации нормативной документацией, регулирующей Единую энергетическую систему и оперативно-диспетчерское управление, АЭС с реакторными установками типа ВВЭР должны быть готовы по запросу диспетчера в автоматическом режиме участвовать в режимах НПРЧ и ОПРЧ. Данные режимы не охватывают весь спектр возможностей работы АЭС с изменением мощности, но являются наиболее регулярными и распространёнными как в России, так и за рубежом. Высокая плановая частота работы АЭС в данных режимах требует глубокого и тщательного обоснования.

В АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» разработана и с 2013 года используется методика проведения анализа неопределённостей. Актуальные задачи проектирования и обоснования новейших реакторных установок требуют развития данной методики, а специфика манёвренных режимов значительно расширяет поле варьируемых параметров. Полученные в работе результаты имеют практическую значимость в рамках проведения обоснования безопасности манёвренных режимов работы проектируемой РУ ВВЭР средней мощности с анализом неопределённостей.

В исследовании расчёты проводились с использованием верифицированной полноконтурной модели РУ ВВЭР средней мощности, подготовленной для аттестованного программного комплекса «КОРСАР/ГП». Программный комплекс «КОРСАР/ГП» является системным теплогидравлическим расчётным кодом улучшенной оценки (best estimate) и предназначен для численного моделирования стационарных состояний, переходных и аварийных режимов РУ ВВЭР, а также для моделирования теплогидравли-

ческих процессов в экспериментальных установках и стендах с водяным теплоносителем. Код многократно верифицирован и валидирован на экспериментальных установках и действующих АЭС.

Валидация кода ТРАП-КС по результатам испытаний маневренных режимов

Николаев А.Л., Увакин М.А., Закутаев М.О., Рябов Г.А., Бозриков К.В.
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: маневренные режимы, код ТРАП-КС, валидация, суточный график

Доклад посвящен валидации кода ТРАП-КС в части расчета параметров РУ ВВЭР в режимах маневрирования мощностью. Представленная работа продолжает цикл работ по валидации программных средств, использующихся в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», для обоснования безопасности РУ ВВЭР с учетом маневрирования. Актуальность работы обусловлена новыми требованиями к энергоблокам АЭС, связанными с несением гибкого графика электрической нагрузки и возможностью её оперативного изменения, что предусмотрено как у российских, так и у зарубежных пользователей технологии ВВЭР. За последние пять лет был накоплен значительный объём экспериментальных результатов, полученных при испытаниях суточного графика несения электрической нагрузки на РУ ВВЭР большой мощности. Был проведён ряд испытаний 10 суточных циклов подряд для моментов начала и конца топливной кампании.

В настоящей работе проводится валидация программы ТРАП-КС в части мощности РУ, температуры теплоносителя в циркуляционных петлях и коэффициентов неравномерности с получением количественных оценок погрешности. В работе приведены основные результаты валидации для одного графика изменения мощности РУ, а также сделаны обоснованные выводы о точности расчётной модели кода.

Нейтронно-физические расчеты активных зон реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем в потвэльном групповом приближении без пространственной гомогенизации

Скобелев А.Н., Николаев А.А.
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

В ОКБ «ГИДРОПРЕСС» на базе свинцово-висмутовой реакторной технологии разрабатываются проекты активных зон (а.з.) для реакторных установок малой мощности со свинцово-висмутовым теплоносителем (РУ с СВТ) типа СВБР и СВИР для создания атомных энергоисточников в диапазоне мощностей от ~2 до 100 МВт-эл, в зависимости от потребностей Заказчика. В настоящее время проектные расчеты таких а.з. выполняются в потвэльном SN-приближении с гомогенной аппроксимацией твэлов.

В связи с повышением возможностей вычислительной техники и открывающимися возможностями более точно описывать нейтронно-физические процессы в топливе, оболочке и теплоносителе, в докладе будет рассматриваться расчет а.з. РУ с СВТ в потвэльном SN-приближении с гетерогенным описанием твэлов.

Целью настоящей работы является выработка первичных практических результатов по возможности перехода от гомогенных потвэльных расчетов к гетерогенным.

В материалах доклада будут рассмотрены варианты а.з., различающиеся габаритными размерами, для которых будут представлены:

– результаты расчетов интегральных характеристик с гомогенной и гетерогенной аппроксимацией твэлов в сравнение с альтернативным Монте-Карло кодом;

– результаты сравнения с альтернативным Монте-Карло кодом трехмерных полей делений и захватов в а.з. и сформулированы выводы по точности гомогенных и гетерогенных расчетов.

Разработка и валидация расчетных моделей переноса продуктов деления в газовой полости реактора БР-1200

Грузинцева У.А., Сапожников И.С.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: БР-1200, CFD-код STAR-CCM+, СКАГ, валидация модели, ТВС, RANS-постановка, аргон, ксенон, концентрации газов, локальная концентрация примеси, многокомпонентная постановка, модель пассивного скаляра

Работа посвящена CFD-обоснованию системы контроля разгерметизированных твэлов в активной зоне реактора БР-1200, а также валидации применяемых моделей на экспериментальных данных. Система включает три взаимодополняющих подсистемы: систему контроля активности газа (СКАГ), систему контроля активности теплоносителя (СКАТ) и систему контроля по запаздывающим нейтронам (СКЗН).

В качестве характерных продуктов деления рассматриваются нуклиды, накапливающиеся под оболочкой твэла, прежде всего газовые продукты деления (например, изотопы ксенона). Совокупность СКАГ, СКАТ и СКЗН обеспечивает не только факт детектирования разгерметизации, но и локализацию сегмента активной зоны с минимизацией области возможной утечки.

Дополнительным инструментом локализации является операция в планово-предупредительном режиме: тестовая ТВС извлекается перегрузочной машиной, при этом газовые продукты деления из повреждённого твэла поднимаются в обечайке машины и поступают в её газовую полость, где анализируется состав газа и принимается решение о наличии дефекта.

Для обоснования коэффициентов массообмена, оценки эффективности подсистем и анализа скоростей переходных процессов распространения продуктов деления применяются CFD-расчёты. В большинстве задач используется модель пассивного скаляра в RANS-постановке, что обеспечивает вычислительную эффективность и возможность выполнения большого числа вариантных и поверочных расчётов.

Валидация CFD-кода проведена на серии классических тестовых задач перемешивания и на эксперименте типа ROKOM, а также на специально выполненном эксперименте по распространению ксенона в газовой полости перегрузочной машины. Экспе-

риментальная модель объёмом порядка 10 м³ при температуре ~400 °С была заполнена аргоном; в нижнюю часть через трубку подавался чистый ксенон, имитируя выход газа из разгерметизированного твэла, и регистрировались концентрации в точке отбора пробы. Расчёты с использованием модели пассивного скаляра показали слабую чувствительность к выбору модели турбулентности и турбулентного числа Шмидта. Однако в данном случае высокая локальная концентрация ксенона в точке подачи потребовала учёта изменения свойств смеси. Для сохранения общего подхода, применяемого в расчётах для реакторов, предложен способ учёта свойств газа через зависимость параметров от локальной концентрации примеси, что фактически приблизило модель к многокомпонентной постановке без существенного роста вычислительных затрат.

Сопоставление расчёта и эксперимента проводилось по ряду метрик переходного процесса: времени достижения максимальной концентрации в точке отбора, величине пикового значения, времени выхода на квазистационарный уровень, интегральной концентрации (площади под кривой), скорости нарастания сигнала на фронте, а также среднеквадратичному отклонению во всём интервале наблюдения. Получено расхождение порядка 10 % по установившемуся распределению концентрации и около 2 с по времени достижения пика, что подтверждает применимость выбранного подхода для задач анализа систем СКАГ, СКАТ и СКЗН.

В целом показано, что CFD-моделирование является эффективным инструментом как для обоснования проектных решений, так и для количественной интерпретации сигналов систем контроля при локализации разгерметизированных твэлов.

Расчетное обоснование физического пуска РУ ВТГР

Щуровская М.В.[1,2], Лапин А.С.[1], Алферов В.П.[2], Гроль А.В.[1], Невиница В.А.[1], Фомиченко П.А.[1], Шикалов В.Ф.[1]

[1] НИЦ «Курчатовский институт», Москва
[2] НИЯУ «МИФИ», Москва

Ключевые слова: высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, нейтронно-физические расчёты, метод Монте-Карло, физический пуск реактора

В настоящее время в рамках Инвестиционного проекта АО «Концерн Росэнергоатом» АО «ОКБМ Африкантов» в кооперации с другими предприятиями Госкорпорации «Росатом» и НИЦ «Курчатовский институт» реализует комплексную программу НИОКР по разработке технологических решений для создания атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором (ВТГР) и химико-технологической частью для производства водородсодержащих продуктов.

В настоящей работе представлены результаты расчетных исследований, проведенных для предварительного обоснования процедуры физического пуска реактора ВТГР. Расчеты проведены с использованием полномасштабных трёхмерных моделей активной зоны для кодов MCU-HTR и MCNP, основанных на методе Монте-Карло.

Предложен порядок загрузки топливных колонн в активную зону, при котором сначала загружаются топливные колонны внешнего кольца, а затем колонны среднего и внутреннего колец. Получены оценки показаний пусковых детекторов нейтронов на разных стадиях загрузки. Контроль состояния реактора в процессе физического пуска осуществляется внутриреакторными ПИК. Три канала для внутриреакторных ПИК

расположены в боковом неперегружаемом графитовом отражателе на расстоянии около 70 см от края активной зоны. Достаточно близкое расположение детекторов к активной зоне позволяет получать плотность потока нейтронов в местах расположения детекторов с помощью расчета методом Монте-Карло с удовлетворительной статистикой за приемлемое время. Построены кривые обратного счета и получена минимальная критическая загрузка из 12 топливных колонн. Оценена эффективность рабочих органов СУЗ для первой критической загрузки и полной загрузки активной зоны.

Обоснована интенсивность внешнего радиоизотопного источника нейтронов 1×108 н./с точки зрения возможности набора статистически значимого количества регистрируемых детектором нейтронов событий за удовлетворительный промежуток времени на первых шагах загрузки. Неизвлекаемый пусковой источник расположен в центральной топливной колонне в центре активной зоны по высоте. Различие расчетных показаний пусковых детекторов при использовании Pu-Be и Cf-252 источника незначительно.

Определен диапазона мощности для проведения физических измерений и сформулированы требования к аппаратуре СУЗ. Для этого расчетная плотность потока нейтронов с помощью импульсной и токовой чувствительности к нейтронам ИК деления была преобразована в скорость счета нейтронов и ток ИК. Мощность, на которой проводится градуировка рабочих органов СУЗ (10 кВт), выбрали с учетом того, что в подкритическом состоянии после сброса стержня влияние источника должно быть пренебрежимо малым, а также того, что при сбросе стержней мощность обычно меняется на 2-3 порядка. Показано, что для критической загрузки при мощности реактора более 1 Вт скорость счета нейтронов пусковых детекторов превысит 10^5 $с^{-1}$. Это означает, что на мощности, достаточной для проведения градуировки, использование импульсного режима работы ИК невозможно. Поэтому для контроля процедуры градуировки с помощью внутриреакторных ПИК необходимо использовать аппаратуру с флуктуационным алгоритмом обработки сигнала ИК.

Планирование экспериментов на исследовательском реакторе ОР с целью испытаний средств контроля нейтронного потока для РУ ВТГР

Щуровская М.В., Лапин А.С., Поляков П.С., Гроль А.В., Невиница В.А., Фомиченко П.А., Шикалов В.Ф.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, нейтронно-физические расчёты, метод Монте-Карло, детекторы нейтронного потока

В настоящее время в рамках Инвестиционного проекта АО «Концерн Росэнергоатом» АО «ОКБМ Африкантов» в кооперации с другими предприятиями Госкорпорации «Росатом» и НИЦ «Курчатовский институт» реализует комплексную программу НИОКР по разработке технологических решений для создания атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором (ВТГР) и химико-технологической частью для производства водородсодержащих продуктов.

Целью настоящего исследования являлся анализ возможности и целесообразности использования исследовательского реактора ОР, расположенного в НИЦ «Курчатов-

ский институт», для проведения испытаний средств контроля нейтронного потока (ионизационных камер и детекторов прямого заряда), предназначенных для системы контроля нейтронного потока и системы внутриреакторного контроля разрабатываемого ВТГР.

С использованием программных комплексов MCU-HTR и MCNP была разработана нейтронно-физическая модель активной зоны ВТГР первой загрузки из 37 топливных колонн, состоящих из 370 призматических топливных блоков (ТВС) со свежим топливом. Проведены расчеты спектров нейтронов, плотностей потока нейтронов и скоростей реакций в каналах бокового незаменяемого графитового отражателя, предназначенных для размещения средств контроля. Моделировались ионизационные камеры деления (с радиатором из U-235) и ДПЗ (родиевый и ванадиевый) в холодном (300 К) и горячем (до 1100 К в активной зоне) состояниях реактора. В результате проведенных исследований подтверждено формирование в отражателе ВТГР выраженного теплового спектра нейтронов: более 96 % нейтронов имеют энергию ниже 0,625 эВ. При увеличении температуры в активной зоне происходит перераспределение плотности потока нейтронов по энергетическим группам внутри области энергии до 0,625 эВ со сдвигом в сторону больших энергий. Спектр нейтронов в каналах с детекторами определяется спектром в активной зоне и слабо зависит от температуры материалов самих детекторов. Основной вклад в скорость реакции деления в ИК (более 99 %) и в скорость захвата в родиевом ДПЗ (около 99,5 %) также вносят нейтроны с энергией ниже 0,625 эВ. Абсолютные значения плотности потока нейтронов в канале бокового отражателя реактора ВТГР при работе на номинальной мощности (200 МВт) составляют порядка 10^{13} н/(см^2·с) для тепловых нейтронов. Расчеты двумя независимыми кодами показали хорошее согласование результатов.

Для обоснования возможности испытаний создана расчетная модель исследовательского реактора ОР с использованием программных комплексов MCU-HTR и MCNP. Валидация модели проведена путем сравнения результатов расчета с экспериментальными данными активационных измерений, выполненных в 2015 и 2025 годах. Сравнение рассчитанных и измеренных скоростей реакций на изотопах (^{197}Au, ^{59}Co, ^{176}Lu и др.) в канале ЭК-1 показало различие этих характеристик в пределах 20-30 %, что соответствует типичной неопределенности подобных экспериментов. Расчетные спектры нейтронов в каналах ОР, полученные с помощью MCU-HTR и MCNP, также хорошо согласуются между собой. Установлено, что плотность потока нейтронов в канале ЭК-1 реактора ОР при мощности 300 кВт достигает $4{,}5\cdot10^{10}$ н/(см^2·с), что является достаточным для проведения испытаний детекторов.

Проведено сравнение нейтронных полей в экспериментальном канале реактора ОР и в канале отражателя реактора ВТГР. Установлено различие в спектрах: в то время как в ВТГР доминируют тепловые нейтроны (E < 0,625 эВ), в канале ОР значительную долю (около 50 %) составляют надтепловые и быстрые нейтроны. Однако, для ионизационных камер деления это различие несущественно, так как доля реакций деления U-235 на нейтронах с энергией выше 0,625 эВ составляет не более 0,15 % и не более 2,1 % в реакторе ВТГР и ОР, соответственно.Для родиевого ДПЗ ситуация аналогична, однако вклад надтепловых нейтронов в скорость реакции деления в ОР составляет около 7–9 %, тогда как в ВТГР – менее 1%.

Одним из основных этапов испытания детектора является экспериментальное определение его чувствительности к нейтронам. Чувствительность детектора определяют как отношение приращения его выходного сигнала к приращению плотности воздействующего на него нейтронного потока. Для сопоставления условий испытания детекторов в реакторе ОР и условий их эксплуатации в ВТГР сравнили расчетную величину, пропорциональную чувствительности детектора. Различие в данной величине

между условиями в ОР и ВТГР меньше неопределенности, с которой на практике определяется чувствительность детектора, поэтому спектр в канале реактора ОР пригоден для проведения испытаний датчиков контроля нейтронного потока для ВТГР.

Таким образом, в работе показано, что реактор ОР является приемлемой и обоснованной экспериментальной базой для испытаний детекторов нейтронного потока, предназначенных для высокотемпературного газоохлаждаемого реактора. Полученные результаты формируют основу для планирования реальных экспериментов для обоснования системы контроля нейтронного потока и системы внутриреакторного контроля РУ ВТГР в составе АЭТС.

Влияние неопределенностей технологических параметров на нейтронно-физические характеристики РУ ВТГР

Гроль А.В., Бояринов В.Ф., Фомиченко П.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, нейтронно-физические расчёты, анализ неопределенности, анализ чувствительности, технологические параметры

В настоящее время в рамках Инвестиционного проекта АО «Концерн Росэнергоатом» АО «ОКБМ Африкантов» в кооперации с другими предприятиями Госкорпорации «Росатом» и НИЦ «Курчатовский институт» реализует комплексную программу НИОКР по разработке технологических решений для создания атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором (ВТГР) и химико-технологической частью для производства водородсодержащих продуктов.

Целью данной работы является разработка и применение методики оценки неопределенностей нейтронно-физических характеристик активной зоны (а.з.) РУ ВТГР, обусловленных неопределенностью технологических параметров топливной композиции, выгорающего поглотителя и конструкционного графита а.з. при их изготовлении (геометрических размеров и состава материалов). Для оценки нейтронно-физических характеристик в ходе кампании реактора использовались модель а.з. в сосредоточенных параметрах (ячейка топливного блока), а также полномасштабная трехмерная модель а.з. РУ ВТГР.

Для реализации методики оценки неопределенности и коэффициентов чувствительности используется статистическая программа SUSA 4.0 (Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses) и программы нейтронно-физического расчета WIMSD-5 и JARWT. Подход основан на проведении многократных расчетов выбранных моделей а.з. реактора со случайно сформированными наборами допустимых значений входных параметров и вычислении на этой основе характеристик распределений (математического ожидания, стандартного отклонения) исследуемых функционалов (коэффициент размножения нейтронов, объемный коэффициент неравномерности энерговыделения, температура топлива, эффективность органов регулирования системы управления и защиты).

По результатам анализа сформулированы рекомендации по снижению технологических допусков при производстве топлива, выгорающего поглотителя и топливных блоков РУ ВТГР.

Системная оценка перспектив ВТГР

Баланин А.Л., Гроль А.В., Невиница В.А., Родионова Е.В., Фомиченко П.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: высокотемпературные реакторы, ВТГР, водородная энергетика, нефть, природный газ, производство, электричество

Развитие технологий ВТГР рассматривается в качестве одного из наиболее перспективных направлений развития ядерной энергетической отрасли.

Особенности этого типа реакторов, базирующихся на новой топливной концепции – использовании микротоплива, обеспечивают высокий уровень их безопасности, в том числе и в случаях тяжелых аварий.

Температурный потенциал теплоносителя ВТГР, позволяет существенно повысить эффективности термодинамического цикла, при производстве электроэнергии как традиционным способом в пароводяном цикле, так и с помощью газовой турбины.

Возможность использования газового теплоносителя вместо водяного позволяет минимизировать отрицательное воздействие на экологию региона в части водных ресурсов, что имеет большое значение для экспортного потенциала технологии в условиях стремления максимально снизить воздействие человека на окружающую среду и стремления минимизировать изменения климата.

За счет своих основных преимуществ: высоких параметров безопасности, конструктивных особенностей ядерного топлива эти реакторы могут быть использованы в различных областях народного хозяйства.

Оценена потребность реакторной технологии ВТГР в теплоэнергетике и централизованном теплоснабжении в Российской федерации. Рассмотрены возможности применения высокотемпературных реакторов в промышленном теплоснабжении, для коммунальных услуг и в прочих отраслях экономики. Оценена потребность в высокотемпературных реакторах малой мощности для замещения генерирующих мощностей в изолированных энергосистемах.

Рассмотрена возможность перспективного неэлектрического применения технологии ВТГР в том числе для производства водорода, опреснения воды, добычи трудно извлекаемых запасов нефти.

Можно утверждать, что по мере роста дефицита ископаемого топлива (нефть, природный газ), развития и масштабирования технологий в области высокотемпературных материалов конкурентоспособность реакторов этого типа по сравнению с реакторами других типов будет расти.

Так же в докладе рассмотрена возможность работы реакторов ВТГР в системе перспективной атомной энергетики на основе реакторов деления в качестве производителей энергии разного сорта, и гибридных термоядерных ректоров – производителей ядерного топлива из ториевого сырья.

Показана востребовательность технологии ВТГР в Российской энергетике в качестве производителя высоко потенциального тепла для использования в различных существующих и перспективных отраслях народного хозяйства.

Оценка погрешностей нейтронно-физических характеристик активной зоны быстрого натриевого реактора большой мощности

Перегудов А.А., Мантуров Г.Н., Семенов М.Ю., Аверченкова Е.П., Лосев В.В., Мишин В.А., Зуйков А.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: оценка погрешностей, методическая погрешность, константная погрешность, технологическая погрешность, нейтронно-физические характеристики

Проектирование, конструирование сложных технологических объектов и систем, а в особенности таких объектов, как объекты использования атомной энергии, требуют обязательной оценки погрешности параметров, закладываемых в проект. Оценка погрешности, в данном случае, означает определение допустимых запасов на возможные просчеты и напрямую влияет на эффективность, экономичность и безопасность проектируемых систем.

Как известно, имеется несколько источников погрешности, возникающих при расчете нейтронно-физических характеристик активной зоны:

а) методическая погрешность – включает в себя поправки на неточность используемого приближения при решении уравнения переноса нейтронов (диффузионность, например) и неточность расчетной модели (гетерогенность, например). Эта погрешность определяется путем сравнения результатов расчетов, полученных по инженерной программе, с расчетами, выполненными по программам с более точными, а лучше прецизионными методами;

б) константная погрешность – составляющая погрешности рассчитываемых функционалов за счет имеющихся неопределенностей в нейтронных сечениях и других используемых в расчетах константах, описывающих взаимодействие нейтронов с веществом. Оценивается на основе корреляционных матриц погрешностей систем констант;

в) технологическая погрешность – погрешность расчетных функционалов за счет неопределенности в исходных данных, используемых для составления расчетной модели реакторной установки (размеры элементов конструкций, плотности материалов и т. п.). Оценивается при наличии данных о погрешностях технологических параметров.

В докладе будут представлены результаты оценки погрешностей (методическая, константная и технологическая) расчетов основных проектных характеристик активной зоны быстрого натриевого реактора большой мощности.

Автономная атомная станция малой мощности СВГТ-1 «Арктика»: проблемы изолированных энергоисточников и подходы к их решению

Троянов В.М., Вербицкий А.Г., Ошейко Ю.В., Тошинский Г.И., Тормышев И.В.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: автономная энергетика, атомная станция малой мощности, свинцово-висмутовый теплоноситель, газотурбинный энергопреобразователь

Известно, что свыше 80 % площади России относится к зоне децентрализованного энергоснабжения, где электрогенерация осуществляется либо за счёт добываемых непосредственно на месте энергоресурсов, либо за счёт поставки топлива по государственным программам.

В качестве комплекса технических решений, обеспечивающего безлюдную оперативную эксплуатацию, малолюдные пусковые и ремонтные процедуры представлена концепция атомных станций малой мощности (АСММ) СВГТ «Арктика» с естественной (безнасосной) циркуляцией свинцово-висмутового теплоносителя в первом контуре и газотурбинным преобразователем во втором. В настоящий момент специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» ведутся работы по подготовке технического предложения АСММ СВГТ «Арктика».

Представлены основные положения концепции, включая как относящиеся ко всей установке, так и к её составным частям и элементам. Рассмотрены варианты возможной организации работ по теме и проект дорожной карты по проекту.

Программа для ЭВМ MIF-2: опыт использования при проектировании и эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах

Вербицкий А.Г., Соломонова Н.В., Ошейко Ю.В., Мишин В.А., Перегудов А.А., Пастухова П.В., Чибисов И.Ю., Кунцьо Г.А.
АО «ГНЦ РФ–ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: MIF, MIF-2, активная зона, поканальный теплогидравлический расчёт, реактор на быстрых нейтронах, ТВС, методика расчета

Работа содержит информацию о программе для ЭВМ MIF-2, описание истории развития программы, её предшественников. Ретроспективно проанализировано расширение функциональных возможностей программы. Рассмотрен опыт использования программы в таких организациях, как АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», АО «ОКБМ Африкантов» и Белоярская АЭС.

Представлены результаты верификации MIF-2, выполненные в 2025-2026 гг. в рамках работ по продлению аттестационного паспорта программы для дальнейшего использования её при обосновании безопасности объектов использования атомной энергии.

Определение параметров моделирования выгорающего поглотителя для проведения расчёта выгорания активной зоны РУ ШЕЛЬФ-М

Калугина К.М., Кривошеин И.Н., Харченко М.О., Ячменев П.И.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: атомная станция малой мощности, реакторная установка ШЕЛЬФ-М, нейтронно-физические характеристики, выгорание, стержень выгорающего поглотителя, гадолиний

Атомная станция малой мощности с унифицированной реакторной установкой (РУ) ШЕЛЬФ-М предназначена для использования в качестве источника электроснабжения объектов, расположенных в районах с практически отсутствующей энергетической и транспортной инфраструктурой.

Длительная кампания активной зоны, работа без перегрузок обуславливают высокий запас реактивности её стартовой загрузки. Для компенсации значительной части начального запаса реактивности в конструкции ТВС используются стержни выгорающего поглотителя (СВП) с гадолинием.

Гадолиний является высокоэффективным поглотителем тепловых нейтронов. Основное поглощение тепловых нейтронов происходит на поверхности материала, что приводит к обгоранию стрежня по радиусу в течение кампании и изменению его эффективности. Кроме того, изменение плотности потока тепловых нейтронов в месте расположения СВП за счёт выгорания топлива, гадолиния, а также изменения положения компенсирующих групп значительно влияет на изменение эффективности СВП.

При моделировании кампании активной зоны РУ ШЕЛЬФ-М с использованием прецизионного программного средства требуется заранее задать СВП, разделённое на материальные зоны как по радиусу, так и по высоте стержня, а также выбрать через какой интервал времени будет пересчитываться плотность потока нейтронов.

Учёт обгорания гадолиния в СВП при моделировании кампании позволяет точнее определить изменение запаса реактивности, критическое положение компенсирующих групп и распределения энерговыделения в активной зоне.

В данной работе представлены результаты исследования по определению параметров моделирования выгорающего поглотителя для проведения расчёта кампании активной зоны РУ ШЕЛЬФ-М с использованием программного средства MCU-NR с банком данных MDBNR61.

Нейтронно-физический расчет реакторной установки с всережимной естественной циркуляцией теплоносителя для атомной станции малой мощности

Ленских А.Н.[1,2], Щукин Н.В.[2], Аряпов И.Р.[2]

[1] АО «НИКИЭТ», Москва
[2] НИЯУ МИФИ, Москва

Ключевые слова: водо-водяной реактор, активная зона, Serpent, естественная циркуляция теплоносителя, нейтронно-физический расчет

С целью обоснования безопасности и работоспособности активной зоны для реакторной установки ЕЦ-10 на естественной циркуляции теплоносителя была разработана нейтронно-физическая модель с помощью программного комплекса Serpent.

В ходе проведения расчетов была спроектирована картограмма расстановки ТВС, осуществлена расстановка стержней управления и защиты, стержней выгорающего поглотителя в ТВС, а также проведено двухзонное профилирование обогащения с целью выравнивания энерговыделения. Был выполнен подбор высоты активной части ТВС и их количества.

Проведено разделение стержней СУЗ на группы: 2 центральных и 4 периферийных.

Нейтронно-физическая модель реактора включает в себя учет корпуса, нижнего и бокового экрана физической защиты, парогенератора, выемного экрана, выгородки и прочих внутрикорпусных утройств. Для упрощения моделирования парогенератора он был задан гомогенной смесью воды и стали 08Х18Н10Т. В качестве материала корпуса и крышки реактора задана сталь 15Х2МФА.

Рассматриваются тепловыделяющие сборки четырех типов: периферийная сборка без стержней СУЗ с обогащением 19,9 %, периферийная сборка с стержнем СУЗ и 6 стержнями выгорающего поглотителя (композиция оксидов гадолиния, ниобия и циркония) с обогащением 19,9 %, центральная сборка без стержней СУЗ с обогащением 18 %, центральная сборка с стержнем СУЗ и 6 стержнями выгорающего поглотителя с обогащением 18 %.

Высота активной части всех сборок равна 1000 мм. Применяется высокоплотное уран-молибденовое топливо диспергированное в матрице.

Методика расчета включает:

– «горячий» расчет на начало кампании;
– «холодный» расчет на начало кампании;
– расчет активной зоны на выгорание;
– расчет физического веса групп стержней СУЗ на начало и конец кампании в горячем и холодном состоянии;
– расчет аварии с выбросом центральной группы на «холодном» реакторе.

В результате расчета значение эффективного коэффициента размножения нейтронов k_{eff} составляет:

– 1,14935 – на начало кампании в холодном состоянии со всеми поднятыми стержнями;
– 1,05047 – на начало кампании в горячем состоянии со всеми поднятыми стержнями;
– 0,95872 – на начало кампании в холодном состоянии со всеми опущенными стержнями;
– 0,85307 – на начало кампании в горячем состоянии со всеми опущенными стержнями.

Примерное положение стержней СУЗ для обеспечения критичности на начало кампании – 45,2 см от низа активной зоны.

Запаса топлива хватает для обеспечения кампании на номинальной мощности.

В тепловыделяющих сборках был произведен расчет аксиального коэффициента неравномерности энерговыделения.

Получено, что максимальный k_{eff} для активной зоны в случае вывода центральной группы на холодном реакторе составляет 0,99419, что означает обеспечение подкритичности активной зоны даже в случае аварии при расхолаживании.

Таким образом, выработано направление для дальнейших исследований с целью оптимизации конструкции данной активной зоны для повышения безопасности, надежности и экономической эффективности.

Использование программного комплекса SERPENT для моделирования равновесной топливной кампании и определения основных нейтронно-физических характеристик исследовательского реактора на быстрых нейтронах

Андронов Д.С.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Разработка проекта исследовательского реактора на быстрых нейтронах, такого как исследовательский реактор на быстрых нейтронах (ИБР), предъявляет повышенные требования к точности нейтронно-физических расчетов. Современные проекты требуют надежного прогнозирования поведения активной зоны, особенно при работе с инновационными топливными композициями. В этом контексте валидация международных расчетных кодов против отечественных аналогов становится критически важным этапом для обеспечения безопасности и эффективности ныне проектируемых реакторных установок.

Данная работа ставит своей целью валидацию ПК SERPENT относительно результатов, полученных посредством отечественного ПК ММК-К, применительно к расчетам нейтронно-физических характеристик исследовательского реактора на быстрых нейтронах, что достигается путем численного моделирования ряда состояний активной зоны.

Константное обеспечение программного комплекса ММК-К представляет собой банк данных, основывающийся на библиотеке оцененных нейтронных данных РОСФОНД. Для проведения вычислительного исследования использовался ПК SERPENT с библиотекой констант на основе банка оцененных ядерных данных JEFF-3.1.1.

Практическая значимость данной работы заключается как в предоставлении обоснованных данных о допустимости применения широко распространенного зарубежного ПК SERPENT относительно задач расчетного моделирования нейтронно-физических процессов в активной зоне ИБР, так и в подтверждении ряда важных с точки зрения безопасности данной реакторной установки параметров, полученных посредством отечественного ПК ММК-К, способствуя обеспечению должной степени надежности технических решений и соблюдению требований безопасности.

В целях выполнения вышепоставленных задач в ходе данной работы была разработана детализированная геометрически-расчетная модель внутрикорпусного объема

РУ ИБР, включающая в себя, прежде всего, активную зону, а также боковой экран. Задание внутрикорпусной компоновки производилось детально, иные же элементы корпуса, кожуха и дальней периферии задавались приближенно.

Предметом данной работы явились такие параметры активной зоны исследовательского реактора на быстрых нейтронах, как:

1) энерговыделение в ТВС и ОТВС;

2) эффективность отдельных РО СУЗ и их систем.

В рамках проведенной работы получены средние отклонения, которые показывающие хорошее совпадение результатов, полученных на основе ПК SERPENT и ПК ММК-К.

Проведённый анализ показал, что величины средних отклонений находятся в пределах допустимых погрешностей, характерных для современных методов нейтронно-физического моделирования. Полученная степень согласованности расчётных данных свидетельствует о:

– корректности реализации физических моделей в обоих программных комплексах;

– адекватности выбранных расчётных схем для моделирования реактора ИБР;

– воспроизводимости результатов при использовании альтернативных программных средств расчёта.

Таким образом, результаты валидации подтверждают достоверность и взаимную согласованность расчётных значений, полученных с применением программных комплексов SERPENT и ММК-К для анализа нейтронно-физических характеристик реактора ИБР.

Моделирование нестационарных нейтронно-физических параметров растворного исследовательского реактора АРГУС с использованием ПС КИР-С

Белоусов В.И., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В., Кочнов Ю.О., Медведев И.Р., Писарев А.Н.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: прямой метод Монте-Карло, КИР-С, верификация, реактор АРГУС, кинетика, уравнение переноса нейтронов, валидация, нестационарный процесс, эксперимент

В программном средстве КИР-С реализованы алгоритмы расчёта кинетики нейтронов с применением прямого метода Монте-Карло. В настоящее время проводится их верификация и валидация.

В работе представлены результаты моделирования нестационарных нейтронно-физических процессов в растворном исследовательском реакторе ИР «Аргус» (НИЦ «Курчатовский институт»). Расчёты выполнены с применением программного средства КИР-С.

На первом этапе проведён расчёт на критичность и построена градуировочная кривая для всех контролирующих стержней реактора. Полученные результаты сопоставлены с экспериментальными данными, что позволило верифицировать модель и определить параметры точечной кинетики.

Далее исследованы два ключевых кинетических процесса: ввод положительной и отрицательной реактивности.

Сценарии реализованы путём моделирования перемещения контролирующих органов и срабатывания аварийной защиты. Основой для сценариев послужили данные, полученные непосредственно с исследовательского реактора.

Выходными данными программы КИР-С при моделировании нестационарных процессов выступили нейтронно-физические функционалы, зарегистрированные в областях расположения четырех ионизационных камер, находящихся в биологической защите реактора. Сопоставление этих данных с результатами экспериментов позволило не только подтвердить адекватность модели, но и проанализировать пространственное распределение потока нейтронов в активной зоне и прилегающих областях.

Работа выполнена с использованием оборудования центра коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» (http://ckp.nrcki.ru/).

Моделирование нестационарных нейтронно-физических параметров критической установки Стенд-П с использованием ПС КИР-С

Белоусов В.И., Дьячков И.И., Иоаннисиан М.В., Писарев А.Н., Суржиков П.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: прямой метод Монте-Карло, КИР-С, верификация, Стенд-П, кинетика, уравнение переноса нейтронов, валидация, нестационарный процесс, эксперимент, уравнение точечной кинетики, адиабатическое приближение

КИР-С – программное средство для решения стационарного и нестационарного уравнения переноса нейтронов с использованием прямого метода Монте-Карло. В данной работе представлен этап кроссверификации программы при сопоставлении с экспериментальными данными.

В работе проводилось моделирование критического ядерного стенда П, реализованного в НИЦ «Курчатовский институт». Данная установка является прототипом водо-водяного реактора и предназначена для изучения уран-водных размножающих систем с кассетной и твэльной структурой активной зоны.

Для верификации программного средства в режимах моделирования переходных процессов использовались данные четырех ионизационных камер, размещенных в отражателе критического стенда. Эксперименты базировались на сценарии изменения уровня теплоносителя, что обеспечивало ввод реактивности.

Дополнительно приведены результаты моделирования переходных процессов в адиабатическом приближении с параметрами точечной кинетики, полученными в стационарных расчетах по программе КИР-С.

Представлено пространственное распределение нейтронно-физических функционалов, как по экспериментальным данным в ионизационных камерах, так и в потвэльном представлении по аксиальным слоям.

Работа выполнена с использованием оборудования центра коллективного пользования «Комплекс моделирования и обработки данных исследовательских установок мега-класса» НИЦ «Курчатовский институт» (http://ckp.nrcki.ru/).

Секция 10.
Минорные актиниды и изотопы

Исследование возможностей бокового экрана для гетерогенного выжигания минорных актинидов в реакторе типа БН

Закиров Н.А., Исанов К.А., Елисеев В.А.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: боковой экран, матрица инертного разбавителя, минорные актиниды

Одним из направлений для решения задач бедующей двухкомпонентной ядерной энергетики является утилизация минорных актинидов. Основное направление для этого это гомогенная утилизация, реализующаяся путем добавления небольшого количества (~3 % т.а.) в топливо быстрых реакторов. Такой подход имеет ряд недостатков связанных с появлением продуктов трансмутации в топливе и низкой эффективности, которая существенно зависит от изотопного состава используемого плутония и лежит в диапазоне от 19 до 44 %. При этом подразумевается многократное рециклирования топлива, т.е. постоянное обращение с америцием и кюрием существенно повышающие гамма и нейтронный фон свежего и облученного топлива. Даже 2 % америция в топливной смеси повышают мощность гамма-излучения на поверхности ТВЭЛа в десятки раз. Если обычное МОКС-топливо (с плутонием) можно собирать в свинцовых перчаточных боксах, то топливо с америцием требует «горячих камер».

В данной работе рассматривается способ утилизации минорных актинидов в боковом экране быстрого реактора с использованием замедлителя и материала инертного разбавителя. Такой подход позволяет рециклировать в активной зоне плутоний без добавления МА и сократить расходы на переработку топлива, однако потребует отдельной линии фабрикации отдельных элементов, содержащих минорные актиниды. В работе рассмотрены различные конфигурации возможных облучательных устройств. Выбраны наиболее оптимальные варианты для задач утилизации минорных актинидов будущей двухкомпонентной ядерной энергетики.

Определение максимальных параметров гомогенной утилизации минорных актинидов при многократном рецикле в реакторе типа БН

Зарапина Э.М., Исанов К.А., Закиров Н.А., Чипчикова В.Д., Гулевич А.В.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Утилизация минорных актинидов (нептуния, америция и кюрия) - это основа стратегии по созданию двухкомпонентной ядерной энергетики. Эти элементы составляют малую долю из отработавшего ядерного топлива, но именно они обуславливают его высокую радиотоксичность и тепловыделение в течение тысяч лет после выгрузки. Если их выделить и трансмутировать в реакторах на быстрых нейтронах, срок опасности отходов сокращается с сотен тысяч до всего лишь нескольких сотен лет. Это радикально упрощает задачу захоронения, снижает нагрузку на подземные хранилища и превращает долгоживущие опасные изотопы в полезный ресурс для производства энергии.

В работе подробно рассмотрены несколько вариантов гомогенной утилизации минорных актинидов в топливе: с постоянной максимальной подпиткой америция, с максимальной однократной подпиткой, а также «гибридный» вариант. В качестве основных ограничений для определения максимальной доли миноров выбраны тепловыделение на свежую сборку и остаточное тепловыделение. Такие параметры без учета влияния добавки америция на натриевый пустотный эффект реактивности наиболее полно обосновывают постановку сборок с соответствующей долей МА.

В результатах работы приведено комплексное сравнение каждого из рассматриваемых методов рециклирования америция. Проведено сравнение интегральной утилизации америция за жизненный цикл реактора, оценены объемы рециклируемых минорных актинидов, рассчитана величина обременения кюрием для каждого варианта. Во всех расчетах при рецикле учитывался старт с различного изотопного состава плутония, а также его изменение при рецикле.

Оценка эффективности гомогенного выжигания нептуния в реакторе типа БН при многократном рецикле

Сусакин В.А., Исанов К.А., Закиров Н.А., Елисеев В.А., Гулевич А.В.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: выжигание нептуния, трансмутация, изотопный состав плутония, реактор типа БН, удельное тепловыделение

Для современной ядерной промышленности уменьшение объемов отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) является одной из главных задач, обуславливающей необходимость создания замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). В рамках концепции двухкомпонентной ядерной энергетики рассматривается извлечение плутония из ОЯТ для его повторного вовлечения в топливный цикл. Также существует задача по уменьшению объемов минорных актинидов (МА), накопленных к настоящему времени. Стратегии, предлагающие их захоронение, создают ряд сложностей, связанных с удельной активностью и тепловыделением МА, которые способны сохранять сравни-

тельно высокие значения в течении долгого времени, превышающего срок, в рамках которого можно гарантировать радиационную безопасность для постоянного хранилища радиоактивных отходов. На данный момент исследуется возможность добавления в МОКС-топливо минорных актинидов для их гомогенного выжигания в активных зонах быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.

Данная работа посвящена оценке эффективности гомогенного выжигания наиболее распространенного изотопа нептуния ^{237}Np в реакторе типа БН при многократном рецикле. В работе рассмотрены разные изотопные составы плутония, включенного в МОКС-топливо, для оценки ряда параметров, сопутствующих выгоранию нептуния. Нептуний накапливается при облучении в реакторе ядерного топлива через два последовательных захвата нейтрона на ядре изотопа урана ^{235}U с последующим β-распадом, что необходимо учитывать при расчете общего баланса МА в системе. При облучении в реакторе изотопа ^{237}Np он трансмутирует в изотоп ^{238}Pu: учет данного изотопа важен при оценке тепловыделения свежего ядерного топлива, так как он является сильным источником альфа-излучения с высоким удельным тепловыделением. Также необходимо учитывать накопление изотопа ^{232}U: он имеет длинную цепочку распадов, включающую в себя сильные источники гамма-излучения, что может создавать сложности при производстве топлива, связанные с дозовой нагрузкой на персонал. Основным каналом образования данного изотопа является (n, 2n) реакция на ^{237}Np с переходом в ^{236}Pu и его последующим α-распадом.

В работе проведены расчеты выгорания МОКС-топлива с добавлением нептуния (рассматриваемые массовые доли – 1, 2 и 3 %) с различными изотопными составами изначального плутония в реакторе типа БН при многократном рецикле. Проведена оценка накопления изотопа ^{238}Pu и соответствующего тепловыделения свежего топлива в последующем рецикле; проведено сравнение с существующими допустимыми значениями тепловыделения. Проведена оценка накопления изотопов ^{236}Pu и ^{232}U, проведено сравнение с допустимыми значениями по их содержанию.

Эффективность выжигания минор-актинидов в быстром и промежуточном спектрах нейтронов

Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В.

АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Ключевые слова: минор-актиниды, америций, нептуний, сечения деления, сечения захвата нейтронов, выжигание, трансмутация, активность, мощность эквивалентной дозы, радиотоксичность, энерговыделение, реактор на быстрых нейтронах, спектр нейтронов

В процессе работы реактора в ядерном топливе образуются продукты деления, накапливаются плутоний и минор-актиниды (МА). Доля МА в отработавшем топливе реактора на тепловых нейтронах мала (0,08 %), однако именно они определяют долговременную активность и радиотоксичность. Облучение МА в реакторах на быстрых нейтронах (РБН) позволит перевести их в нуклиды с меньшим периодом полураспада, что уменьшит их долговременную радиационную опасность и смягчит проблему обращения с МА в ядерной энергетике.

Для уменьшения радиационной опасности МА необходимо обеспечить их выжигание и уменьшение радиационных характеристик (активность, мощность эквивалент-

ной дозы, радиотоксичность, энерговыделение) до значений существенно меньше исходных “необлученных” МА. Однако полное выжигание МА (более 99 %т.а) в РБН недостижимо и не устраняет полностью радиационную опасность, т.к. в процессе облучения образуются радиоактивные продукты деления, а также происходит активации конструкционных материалов. При “неполном” выжигании МА кроме исходных Np и Am образуются другие актиниды (изотопы U, Pu, Cm), которые также необходимо утилизировать и соответственно, их выжигание будет отдельной задачей.

Анализ сечений деления основных МА (^{241}Am и ^{237}Np) показывает, что даже РБН не обладают достаточно высокоэнергетическим спектром нейтронов, который бы обеспечил преимущественное деление МА. Также необходимо учитывать, что облучение МА приводит к образованию вторичных актинидов, сечения которых могут существенно отличаться от исходных МА.

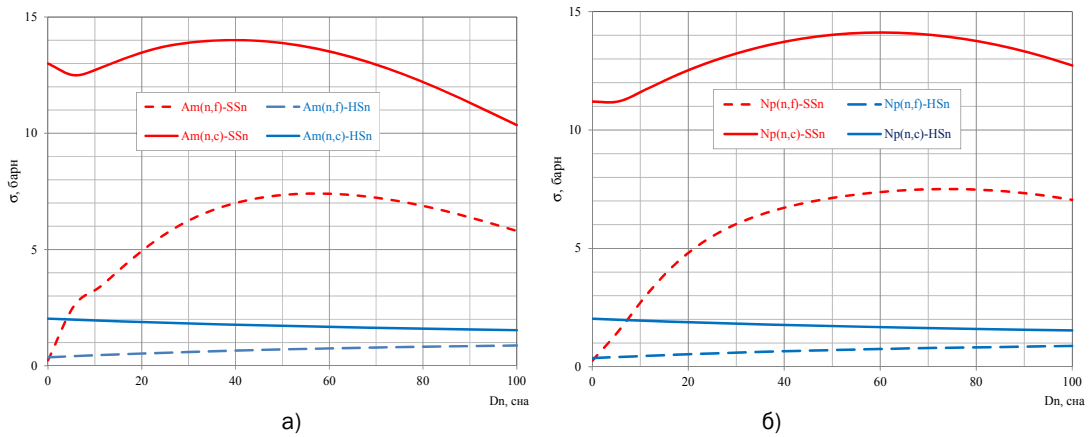
В работе представлены результаты расчетных исследований эффективности выжигания и возможности снижения радиационных характеристик МА при их облучении в быстром спектре нейтронов (HSn), характерном для РБН, и в промежуточном спектре нейтронов (SSn), который достигается в сборках с замедлителем. Продолжительность облучения МА в различных спектрах нейтронов была ограничена достижением максимальной повреждающей дозы в стальной оболочке – 100 с.н.а.

Для описания изменения нейтронных свойств МА при длительном облучении, когда исходный состав МА существенно изменяется, предлагается использовать эффективное сечение:

$$\sigma_j = \frac{\sum_i \sigma_{ji} \cdot m_i}{\sum_i m_i},$$

где j – деление (f) или захват (c), i – актинид, m – массовая доля актинида.

На рисунке 1 представлено изменение эффективных сечений деления и захвата МА в процессе облучения в SSn и HSn.



а) б)

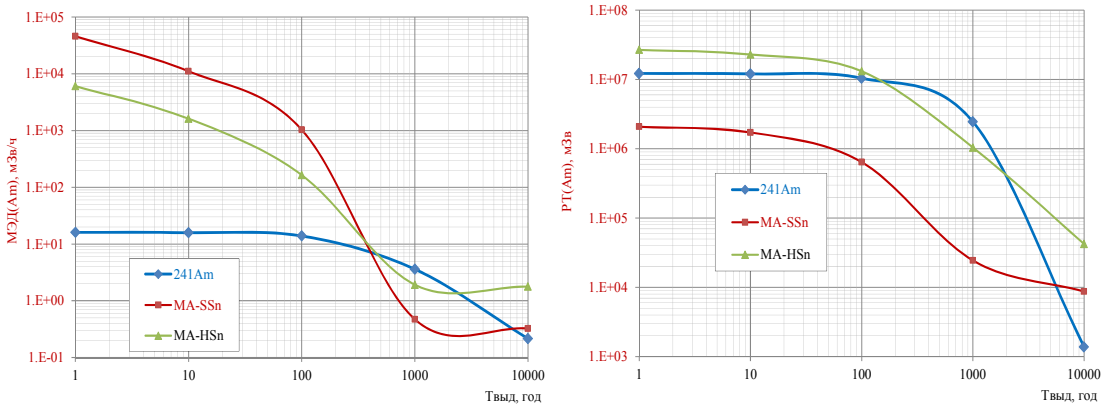
Рис. 1. Изменение эффективных сечений деления и захвата МА в процессе облучения:
а) исходный МА – Am, б) исходный МА – Np

В SSn сечение захвата нейтронов на МА в 6-7 раз больше, чем в HSn. а сечение деления МА при облучении в SSn быстро возрастает и становится больше, чем HSn за счет образования вторичных актинидов.

Радиационные характеристики Np на интервале в несколько тысяч лет не изменяются и на 3-4 порядка меньше, чем для Am. Выполненные расчеты показали, что облу-

чение Np в РБН даже до очень высоких выгораний МА (~95 %т.а.) не обеспечивает снижение радиационной опасности.

На рисунке 2 представлено изменение мощности эквивалентной дозы (МЭД) и радиотоксичности (РТ) необлученного америция (^{241}Am), а также облученного в HSn (MA-HSn) и в SSn (MA-SSn).



а) б)

Рис. 2. Изменение мощности эквивалентной дозы и радиотоксичности от необлученного ^{241}Am и после завершения облучения в различных спектрах нейтронов: а) МЭД, б) РТ

Выполненные оценочные расчётные исследования показали, что:

– Выжигание МА в промежуточном спектре нейтронов происходит эффективнее, чем в быстром спектре нейтронов. За 10 лет облучения в быстром спектре нейтронов выжигание МА составит 19 %т.а., а в промежуточном – 80 %т.а.

– Облучение нептуния даже до глубоких выгораний (95 %т.а.) не приводит к уменьшению радиационной опасности.

– Облучение америция до относительно небольших выгораний (20 %т.а.) приводит к повышению радиационных рисков. Для снижения радиационной опасности Am необходимо его облучение до высоких выгораний (80-95 %), что можно достичь в смягченном спектре нейтронов или при многократном рецикле МА в быстром спектре нейтронов.

Решение о необходимости выжигания МА и их рециклирования должно решаться комплексно в рамках замыкания топливного цикла ядерной энергетики с учётом всех факторов (выделение МА, изготовление элементов и сборок с МА, облучением МА в реакторе, рецикл МА, захоронение МА и других активированных материалов).

При выжигании и утилизации МА должен соблюдаться известный принцип ALARA (As Low As is Reasonably Achievable) – фундаментальный принцип радиационной безопасности, который означает «настолько низко, насколько это разумно достижимо», с учётом экономических и социальных соображений.

Моделирование многократного рецикла топлива с МА в энергетических реакторах большой мощности с использованием комплекса SCALE

Хомяков А.Ю.[1], Родина Е.А.[2], Терновых М.Ю.[3], Тихомиров Г.В.[3]

[1] АО «ТВЭЛ», Москва
[2] АО «Прорыв», Москва
[3] НИЯУ «МИФИ», Москва

Ключевые слова: активная зона, актиниды, быстрый реактор, изотопный состав, многократный рецикл, моделирование, нуклидная кинетика, расчётные исследования, отработавшее ядерное топливо, радиоактивные отходы, топливный цикл, трансмутация

Одной из ключевых задач современной ядерной энергетики является переход к замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ) с выжиганием минорных актинидов (МА) как наиболее опасной долгоживущей компоненты РАО. Большинство работ на тему трансмутации МА в большей степени ориентируются на подходы, развитые для специализированных реакторов-выжигателей или реакторов в среднестационарном состоянии без глубокого анализа повторного и/или многократного рецикла топлива.

В данной работе описана методология анализа параметров и эффективности трансмутации МА, ориентированная на энергетические реакторы на быстрых нейтронах (РБН), работающие в переходном режиме замыкания топливного цикла и далее в равновесном состоянии.

Для расчетного моделирования выбран многоцелевой модуль TRITON комплекса SCALE-6.2.4 с расчетом переноса нейтронов в 252-групповом приближении в 2D геометрии (модуль NEWT) с нейтронными константами ENDF/B-VII.1 и нуклидной кинетики (модуль ORIGEN). Для адаптации к задачам многократного рецикла разработан ряд моделей различных схем замыкания ЯТЦ и формирования составов рециклированного топлива с учетом технологических потерь, уровня воспроизводства Pu и подпитки внешними материалами, сочетания одновременной наработки и выжигания МА в РБН с возможностью вовлечения «внешних» МА, накопленных в ОЯТ ВВЭР.

Приводятся результаты моделирования с оценкой параметров трансмутации «собственных» МА и «внешних» МА из ОЯТ ВВЭР в топливе реакторов типа БН-1200 со СНУП, гомогенным и гетерогенным МОКС топливом, БР-1200 со свинцовым теплоносителем и СНУП топливом.

Проводится сравнительный анализ схем замыкания ЯТЦ по МА: сбалансированной, распределенной схеме с различными постулируемыми ограничениями по концентрации в топливе отдельных компонент МА (Am, Np) и аналогичной схеме при ограничении суммарной концентрации МА.

Показано, что при сбалансированной утилизации МА, достаточной для решения проблемы в двухкомпонентной ядерной энергетики, наблюдается примерный паритет утилизации МА от быстрых и тепловых реакторов со средним темпом потребления МА из ОЯТ ВВЭР порядка 20 кг/год для умеренной выдержки и до 40 кг/год после длительного хранения.

Распределенная схема позволяет раскрыть потенциал утилизации дополнительных МА для оказания услуг по трансмутации МА потенциальным Заказчикам в объеме до порядка 100 кг/год и выше при концентрации МА в топливе до 4 %.

Относительная эффективность трансмутации на момент окончания жизненного цикла РБН составит 80-90 % по Np и Am, от 60 % до 80 % для всех МА с учетом вторичного накопления Cm для различных схем замыкания ЯТЦ.

О некоторых полезных применениях минорных актинидов

Коробейников В.В.[1], Колесов В.В.[2], Пупко Л.П.[1]

[1] АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск
[2] ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

Ключевые слова: наработка нуклидов, минорные актиниды, выгорающие поглотители, метод Монте-Карло

Для существующей и перспективной крупномасштабной ядерной энергетики рассматриваются различные варианты трансмутационного топливного цикла, существенно снижающие опасность минорных актинидов (МА). Уже исследовано много таких вариантов обращения с МА на уровне математического моделирования с использованием современных программных комплексов и доступных ядерных данных. Однако экспериментальное обоснование выдвигаемых подходов к утилизации МА пока находится на лабораторном уровне.

Рост объема накопленных МА и невозможность их утилизации в ближайшие десятилетия диктуют необходимость поиска альтернативных способов их использования. В данной работе исследовалось применение МА в качестве выгорающих поглотителей в ядерных реакторах и наработки Pu-238 для космических и других приложений.

Из сравнения зависимости сечений от энергии следует, что после захвата нейтрона в Am-241, имеющего высокое сечение захвата в широкой области энергий, он превращается в нуклид с существенно более высоким сечением деления во всей области энергий. Таким образом, можно предположить, что при определённых условиях, длительность кампании реактора может увеличиться при таком же исходном запасе реактивности. Либо можно снизить исходный запас реактивности.

В качестве первой задачи исследовалась зависимость запаса реактивности от времени для следующих вариантов реактора на быстрых нейтронах:

1. Реактор типа БН-800 без добавления минорных актинидов.
2. Добавление 20 % $^{241}AmO_2$ в МОКС-топливо в реактор типа БН-800.
3. Добавление 20 % $^{241}AmO_2$ в UO_2-топливо в реактор типа БН-800.

Результаты для вариантов 2 и 3 показали снижение исходного запаса реактивности и достижение нулевого запаса в течение более длительного периода времени, чем в варианте 1.

В следующей задаче рассматривались возможные сценарии наработки Pu-238 в реакторах на быстрых нейтронах. Для состава Pu-238 необходимо соблюдение ряда требований по его пригодности для космических РИТЭГ. Так, содержание Pu-238 должно быть не менее 85 %, а доля Pu-236 допускается не более 2 ppm, что существенно усложняет решение исходной задачи. Были проведены исследования по сравнению наработки нуклидов при окружении ТВС с $^{237}NpO_2$ графитом и гидридом циркония. Результаты расчетов показали, что использование графитового замедлителя дает заметно лучшие результаты по содержанию Pu-236 по сравнению с гидридом циркония.

Далее исследовались два варианта наработки Pu-238 в реакторе с графитовым замедлителем. В первом варианте рассматривалась наработка Pu-238 из «чистых» нуклидов Am-241 и Np-237. Во втором - Pu-238 получался из смеси Am-241 и Np-237 в соотношении 50 на 50 %. Исследования показали, что во втором варианте в результате получился Pu-238 с требуемым (допустимым и даже ниже) содержанием ^{236}Pu. Доля Pu-238 в смеси немного снизилась, но осталась в пределах допустимого значения.

О возможности использования Np-237 в качестве топлива для быстрого реактора малой мощности

Колесов В.В.[1], Коробейников В.В.[2], Внуков Р.А.[1]

[1] ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск
[2] АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

В настоящее время рассматриваются различные типы топлива для ядерных реакторов – диоксид урана, МОКС топливо, нитридное топливо и т. д. В работе сделана попытка использовать в качестве топлива для малого быстрого реактора топливо на основе диоксида нептуния-237 и на основе металлического нептуния-237. В настоящее время в большинстве работ нептуний-237 рассматривается в качестве одного из изотопов в составе минорных актинидов, которые тем или иным способом выжигаются в реакторах различных типов. Однако есть основания попытаться использовать нептуний-237 в качестве топлива в ядерных реакторах. Для этого есть несколько оснований. Во-первых, критическая масса нептуния-237 сравнима с критической массой урана-235, во-вторых, согласно оценкам, к 2020 году в России было накоплено более восьми тонн нептуния-237.

Создана модель малого быстрого реактора малой мощности с топливом из диоксида нептуния-237 и натриевым теплоносителем. В предложенной модели загрузка нептуния-237 в случае диоксида составила порядка 860 кг. Проведены расчеты кампании реактора в зависимости от его мощности. Выполнены оценки скорости выгорания нептуния и накопления изотопов плутония и кюрия.

Обнаружено, что кампания такого реактора может быть очень большой. При этом линейное энерговыделение оказывается вполне приемлемым. Допплеровский коэффициент реактивности оказался отрицательным, однако обнаружился положительный пустотный эффект реактивности, поэтому в дальнейшем предполагается проведение дальнейших исследований по усовершенствованию предлагаемой модели.

Оценки возможности организации наработки изотопа йода-131 в исследовательском ядерном реакторе ИВВ-2М

Кириллов К.А.[1], Чалпанов С.В.[1], Русских И.М.[1], Селезнев Е.Н.[1], Ташлыков О.Л.[2]

[1] АО «ИРМ», Заречный
[2] УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина

Ключевые слова: йод, наработка медицинских изотопов, нейтронно-физический расчет, температура, мощность дозы

Обеспечение потребностей ядерной медицины терапевтическими радионуклидами требует расширения базы производства радиоизотопов на действующих исследовательских реакторах. В данной работе представлено комплексное научно-техническое обоснование организации возможности наработки йода-131 в исследовательском ядерном реакторе (ИЯР) ИВВ-2М методом активации мишеней из диоксида теллура (TeO_2). Исследование охватывает полный цикл задач: от нейтронно-физического моделирования и кинетики накопления изотопа до теплофизического анализа, инженерного проектирования и оценки радиационной безопасности.

Нейтронно-физическое сопровождение процесса выполнено в программном комплексе, реализующем метод Монте-Карло, с использованием актуальной библиотеки ядерных данных ENDF/B-VIII.0. Проведен расчет нейтронных полей через материал мишени в активной зоне и отражателе, включая нейтронные ловушки и периферийные ячейки. На основании сравнительного анализа плотности потока тепловых нейтронов и тепловых нагрузок обоснован выбор ячеек второго ряда отражателя активной зоны ИЯР ИВВ-2М с потоком тепловых нейтронов порядка $4{,}9 \cdot 10^{13}$ н/(см²·с). В расчетной модели учтен эффект самоэкранирования в массивных мишенях и аксиальная неравномерность нейтронного поля, что позволило оптимизировать схему вертикального размещения блок-контейнеров для выравнивания удельной активности и повышения производительности целевого изотопа.

Кинетика накопления изотопов моделировалась в среде Mathcad путем решения системы уравнений Бейтмана. В расчёте приняты коэффициенты ветвления реакции $^{130}\mathrm{Te}(n,\gamma)^{131}\mathrm{Te}$ (изомерное состояние ^{131}mTe и основное ^{131}gTe) на основе актуальных ядерных данных. Выбор соотношения ветвления существенно влияет на прогнозируемую кинетику накопления йода-131, что определяет необходимость экспериментальной верификации расчётной модели. Данный режим гарантирует достижение целевой активности 35 Ки при радионуклидной чистоте не менее 99,9 %.

Теплофизическое обоснование безопасности проведено методом конечных объемов в программном комплексе ANSYS. Для корректного описания теплопереноса в порошковой среде мишени применена модель Максвелла–Эйкена, учитывающая эффективную теплопроводность уплотненного порошка диоксида теллура в газовой среде гелия. Рассчитаны поля температур в конструкции блок-контейнера из титанового сплава ВТ1-0, подтвердившие наличие значительного запаса до температуры плавления TeO_2 (максимум в центре мишени 399,5 °С при лимите в 733 °С). Обоснована эффективность конвективного теплоотвода в облучательном устройстве через расчет коэффициента теплоотдачи по эмпирическим уравнениям для турбулентного течения.

Инженерно-технические решения включают разработку облучательного устройства для размещения блок-контейнеров в ячейке активной зоны. Оценка радиационной обстановки выполнена методом Монте-Карло с расчетом мощности эквивалентной дозы. Обоснована эффективность защитного контейнера из обедненного урана с толщиной стенки 60 мм, которая позволяет снизить мощность дозы до уровня радиационного воздействия, допустимого для транспортировки (4,5 мкЗв/ч после 24 часов выдержки). Запланирован эксперимент по облучению тестовой мишени массой 20 г для эмпирической верификации расчетных моделей.

Таким образом, выполненный цикл научно-исследовательских работ с использованием верифицированных программных средств, и современные конструкционные решения подтверждают техническую реализуемость наработки йода-131 на реакторе ИВВ-2М при соблюдении требований радиационной безопасности.

Будущее МБИР: производство изотопов или электрической энергии?

Мокшанов Н.А., Слюняев М.Н., Клинов Д.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Радиоизотопы искусственного происхождения широко применяются в современной промышленности и медицине. В связи с этим проведение анализа скорости наработки и качества производимой изотопной продукции с учётом рыночной стоимости является актуальной задачей.

Изотопы искусственного происхождения принято разделять по сферам их применения на две категории: технические, применяемые в промышленности, и медицинские. Основными направлениями применения технических изотопов являются стерилизация, неразрушающий контроль (дефектоскопия), рентгенофлуоресцентный анализ состава веществ и т. д. Медицинские изотопы используют для задач диагностики и терапии путём применения меченых радиоактивными изотопами веществ для исследования состояния организма и облучения (чаще внутреннего) ионизирующим излучением злокачественных новообразований.

Осложняющим фактором при наработке и применении медицинских изотопов является короткий период полураспада (от нескольких часов до нескольких суток). В связи с этим, нарабатывать такие изотопы в коммерческих энергетических реакторах нецелесообразно, поскольку время облучения не может превышать двух-трёх периодов полураспада целевых изотопов, а длительность микрокампании энергетических установок обычно составляет более года. Также ограничивающим фактором при наработке является повышенное требование к изотопной чистоте продукта ($\sim 10^{-5}$ Ки/Ки), что накладывает дополнительное требование минимизации времени и максимизации интенсивности облучения.

В связи с вышеизложенным, наработка медицинских изотопов происходит в специализированных высокопоточных реакторах (например, типа СМ) с короткой кампанией топлива. Однако такие реакторные установки имеют существенный недостаток - затраты на топливо оказываются значительно выше, чем для коммерческих энергетических реакторов. Другой способ наработки изотопов медицинского назначения – облучение на ускорителях. Однако, при данном способе основным недостатком будет является сниженная по сравнению с реакторами суммарная скорость наработки изотопов. Также при решении наработки другого целевого изотопа возникает необходимость пересмотра конфигурации основных узлов ускорительного комплекса, а не только в замене облучательного устройства, как в реакторах.

Многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах (РУ МБИР) имеет неоспоримые преимущества с точки зрения наработки изотопной продукции. В конструкции активной зоны (а. з.) реактора предусмотрены петлевые каналы, которые допускают загрузку и извлечение облучённых материалов из а.з. «на ходу» без остановки реактора. Это даёт возможность нарабатывать короткоживущие целевые изотопы, не уменьшая длину микрокампании. Таким образом, с одной стороны, данный реактор обладает преимуществом большего потока нейтронов по сравнению с ускорителями, а с другой – меньшими затратами на топливо по сравнению с реакторами типа СМ.

Технические изотопы обычно имеют период полураспада в несколько лет, но требуют больших объёмов производства и высокой удельной активности облучённых мишеней. В таком случае нарабатывать их оптимально в боковом экране реактора: в первом ряду (изотопы, которые нарабатываются в быстром спектре в реакциях (n, p) и (n, 2n), и во втором ряду (в облучательных устройствах с замедлителем). Установленная тепловая мощность РУ МБИР будет составлять 150 МВт, а максимальная плотность нейтронного

потока в активной зоне – (2–5)·10^{15}(нейт.)/(см^2·с), что является уникальным значением для исследовательских установок и является неоспоримым преимуществом для целей наработки технических изотопов с максимальной удельной активностью.

Проведённый анализ эффективности наработки ряда изотопов для медицины и промышленности в РУ МБИР показал следующее:

1) В активной зоне РУ МБИР с высокой эффективностью можно нарабатывать целый ряд изотопов медицинского назначения. Такие изотопы как ^{99}Mo (^{99}mTc), ^{188}W (^{188}Re), ^{227}Ac (^{223}Ra), ^{229}Th (^{225}Ac) и ^{64}Cu, ^{51}Cr, ^{24}Na, ^{153}Sm, ^{153}Gd, ^{75}Se, ^{89}Sr – не требуют выдержки после облучения, т.к. уже имеют высокие показатели изотопной чистоты. Ряд изотопов, таких как ^{166}Ho, ^{103}Pd, ^{45}Ca, ^{91}Y, ^{192}Ir, ^{203}Hg, ^{46}Sc, целесообразно выдерживать для увеличения изотопной чистоты до требуемого уровня;

2) В первом и втором ряду бокового экрана а.з. можно нарабатывать изотопы технического назначения, такие как ^{60}Co, ^{109}Cd, ^{55}Fe, ^{14}C, ^{63}Ni, ^{35}S, ^{170}Tm и ^{113}Sn, в больших количествах (~10^5 Ки/год) и с достаточно высокой изотопной чистотой (~10^{-3} Ки/Ки);

Экономические оценки потенциальной стоимости производства некоторых медицинских изотопов показывают, что наработка изотопной продукции в быстром реакторе с относительно большой утечкой нейтронов в несколько раз выгоднее, чем производство электрической энергии (тем более с КИУМ 0,65).

Таким образом, РУ и комплекс переработки радиофармпрепаратов МБИР может стать одним из крупнейших в мире производителей широкой номенклатуры изотопной продукции. Лидерство в производстве изотопов – надёжная гарантия прибыльного бизнеса с высокой степенью диверсификации рисков.

Результаты кроссверификационных расчетов тестовой модели БН-800 для опытно-промышленной демонстрации выжигания МА

Пастухова П.В.[1], Левченко Ю.В.[1], Мишин В.А.[1], Панова Д.В.[1], Кузнецов А.Е.[2], Пугачев Н.С.[2], Каширина В.Е.[3], Котов Я.А.[3], Лапин А.С.[3], Хомяков А.Ю.[4], Бабухина Ю.С.[5], Пугачев П.А.[6], Рыжков А.А.[6], Ромадинов А.М.[7]

[1] АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск
[2] АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород
[3] НИЦ «Курчатовский институт», Москва
[4] АО «ТВЭЛ», Москва
[5] АО «Прорыв», Москва
[6] НИЯУ «МИФИ», Москва
[7] АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: замыкание ядерного топливного цикла, реактор БН-800, экспериментальные тепловыделяющие сборки, минорные актиниды, оценка эффективности выжигания, опытно-промышленная демонстрация, кроссверификационные расчеты

Выжигание минорных актинидов (трансурановых нуклидов, накапливающихся в малом количестве при облучении ядерного топлива и выделяемых при переработке ОЯТ) является одним элементов концепции замкнутого топливного цикла ядерной энергетики. Работы по реализации технологии выжигания минорных актинидов (далее – МА) в реакторах типа БН выполняются в рамках «Комплексной программы по обоснованию выжигания минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах в

рамках развития продуктового направления «Сбалансированный ЯТЦ» (далее КПМА), куратором которой является АО «ТВЭЛ».

Согласно КПМА продемонстрировать возможность выжигания МА (америция и нептуния) в реакторах типа БН планируется в реакторе БН-800 - первом отечественном реакторе, спроектированном исходя из использования смешанного уран-плутониевого оксидного топлива. При этом в реакторе будет облучаться ограниченное количество ТВС, в топливо которых добавлены МА. В докладе представлены результаты кроссверификации нейтронно-физических расчетов активной зоны реактора БН-800, в состав которой входят 30 ТВС с МА.

Расчеты были выполнены группами специалистов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», АО «ОКБМ Африкантов», АО «НИКИЭТ», НИЦ «Курчатовский институт», НИЯУ «МИФИ», АО »Прорыв» различными программными средствами, различающимися в т.ч. библиотеками ядерных данных и системами подготовки констант. Каждая группа формировала собственные расчетные задания на основе описания тестовой модели активной зоны БН-800.

Верифицируемыми величинами являлись:

– эффективный коэффициент размножения нейтронов;
– распределение энерговыделения;
– групповые потоки и спектры нейтронов;
– сечения деления и захвата нейтронов;
– изотопный состав исследуемых ТВС;
– распределение остаточного энерговыделения.

Основная цель выполненной работы – расчетное подтверждение возможности практической реализации выжигания минорных актинидов в реакторе БН-800.

Влияние изотопного состава плутония и минорных актинидов МОКС-топлива на запас реактивности

Губайдуллин И.М., Исанов К.А., Закиров Н.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Переход к двухкомпонентной системе с замкнутым топливным циклом, рассматривающей совместную работу быстрых и тепловых реакторов, требует вовлечения в рецикл плутония и минорных актинидов (МА), накопленных в большом количестве за многие годы. Ключевым фактором при проектировании активных зон быстрых реакторов является обеспечение необходимого запаса реактивности на выгорание, который напрямую зависит от качества загружаемого делящегося материала.

Рассматривается влияние МА, при добавлении их к различным видам плутония в начале кампании. Расчет проводился для вида плутония ОЯТ УОКС ВВЭР, РБМК и БН. Определено влияние изотопного состава плутония на длительность микрокампании.

Эффективность МОКС-топлива определяется «плутониевым вектором» – долей нечетных изотопов. Снижение доли нечетных изотопов (например, при переходе от плутония из БН к плутонию из ОЯТ ВВЭР или РБМК) ведет к падению нейтронной ценности топлива. Для поддержания критичности и необходимого запаса реактивности требуется увеличение доли плутония в топливе.

Добавление МА в МОКС-топливо оказывает двоякое влияние на запас реактивности: Нептуний является поглотителем в начале кампании, что снижает начальный из-

быток реактивности. Однако в процессе облучения он трансформируется в ^{238}Pu, что способствует уплощению графика изменения запаса реактивности во времени. Кроме того, добавление ^{237}Np даже увеличивает длительность микрокампании без необходимости избыточной начальной загрузки. ^{241}Am вносит отрицательный вклад в начале кампании в запас реактивности из-за высокого сечения захвата. Его присутствие требует дополнительного увеличения обогащения топлива по плутонию для компенсации потерь нейтронов.

Запас реактивности реактора типа БН чувствителен к происхождению плутония: использование различных видов плутония и МА из ОЯТ тепловых реакторов требует детального рассмотрения хода кривой запаса реактивности. При этом, с точки зрения расчетов, отражающих ход микрокампании заметно, что не исключается их применение в будущем.

Секция 11. Физическая химия и технология жидкометаллических теплоносителей

Жидкие металлы в атомной энергетике, термоядерной и других инновационных технологиях

Сорокин А.П., Алексеев В.В., Асхадуллин Р.Ш., Кузина Ю.А., Денисова Н.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: атомная энергетика, ядерные энергетические установки, термоядерные установки, жидкие металлы, натрий, натрий-калий, литий, свинец, свинец-висмут, теплофизические, физико-химические процессы, массоперенос, примеси, очистка от примесей, контроль примесей, инновационные теологии

Изложены результаты исследований, выполненных в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», физических, теплофизических, физико-химических свойств и процессов технологии жидкометаллических теплоносителей, а также практический опыт их использования в атомной энергетике, термоядерной и других инновационных технологиях, сформулированы направления дальнейших исследований. Перечень жидких металлов и их сплавов, применяемых или рассматривающихся как перспективные в атомной энергетике, выглядит довольно широко – это натрий, сплав натрия и калия, литий, калий, цезий, свинец, сплав свинца и висмута. Показано, что к настоящему времени накоплен большой опыт обращения с жидкими металлами в качестве теплоносителей, обширные знания физических, теплофизических и физико-химических свойств. В результате разработаны научные основы и комплекс методов и средств обращения с жидкими металлами – теплоносителями ЯЭУ. Созданы прототипы и энергоблоки АЭС с натрием: БР-10, БОР-60, БН-350, БН-600, БН-800 (Россия), «Рапсодия», «Феникс», «Суперфеникс» (Франция), EBR II, FFTF (США), PFR (Великобритания). В России созданы специальные ЯЭУ с Pb-Bi теплоносителем для атомных подводных лодок и Na-K для космических аппаратов «БУК», «ТОПОЛЬ», не имеющие аналогов в мире. Жидкие металлы, к которым, прежде всего, относятся литий и его сплав со свинцом, являются перспективными для использования в термоядерных установках в качестве теплоносителей и среды, воспроизводящей тритий. Описаны новые результаты исследований по технологии натрия для проекта реактора БН-1200 и технологии Pb-Bi и Pb для проектов реакторов СВБР, БРЕСТ и ускорительно-управляемых систем. Знание микроструктуры металлических расплавов, физико-химических процессов, позволяет рассмотреть возможность корректировки с помощью добавок свойств жидкометаллических теплоносителей. Приведены инновационные технологии, основанные на использовании жидких металлов: тепловые трубы, прямоконтактные парогенераторы, получение различных аэрогелей, чистого полупроводникового кремния из отходов производства минеральных удобрений.

К вопросу о внутриреакторной пассивации конструкционных сталей в тяжелых жидкометаллических теплоносителях

Асхадуллин Р.Ш., Троянов В.М., Ниязов С.-А.С.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: тяжелый жидкометаллический теплоноситель, внутриреакторная пассивация, кислородный режим, массообменный аппарат, противокоррозионная защита, конструкционный материал, кислород, оксидные пленки

В докладе дано определение процессу внутриреакторной пассивации конструкционных сталей в тяжёлых жидкометаллических теплоносителях (ТЖМТ) – свинце и эвтектическом сплаве 44,5 % Pb – 55,5 % Bi, её роли для противокоррозионной защиты конструкционных сталей в реакторных установках (РУ) средней и малой мощности с ТЖМТ в начальный период их эксплуатации. Также рассмотрены исходные условия для проведения внутриреакторной пассивации (на примере РУ «БРЕСТ-ОД-300»), имеющиеся данные АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» по скорости окисления сталей ЭП823 и ЭП302 в свинце, полученные во внереакторных условиях, и требования к Программе проведения внутриреакторной пассивации (на примере РУ «БРЕСТ-ОД-300»). В числе требований к указанной Программе содержатся:

1) Необходимость уточнения кислородного режима в теплоносителе;

2) Проверка возможности обеспечения насыщения теплоносителя на выходе из массообменного аппарата (МА) (по мере увеличения расхода теплоносителя через МА);

3) Необходимость уточнения ранее полученных экспериментально-расчётных оценок удельной и интегральной скоростей потребления кислорода сталями ЭП823 и ЭП302 в теплоносителе;

4) Необходимость уточнения требуемой минимальной толщины плёнок на поверхностях конструкционных материалов (КМ) в РУ, при достижении которой следует прекратить режим внутриреакторной пассивации;

5) Необходимость уточнения возможности повышения температуры МА для проведения процесса пошаговой (с изменением температуры теплоносителя от 420 до 540 °С) или стационарной (при температуре свинца ~ 420 °С) внутриреакторной пассивации КМ РУ.

К вопросу о диффузионном выходе компонентов конструкционных сталей реакторных установок и исследовательских стендов с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями

Ниязов С.-А.С., Асхадуллин Р.Ш., Чепоров Р.Ю., Осипов А.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: тяжелый жидкометаллический теплоноситель, диффузия, кислород, железо, хром, свинец, свинец-висмут, оксидная пленка, магнетит, коррозия

Диффузионный выход компонентов конструкционных сталей в тяжелых жидкометаллических теплоносителях (ТЖМТ) представляет собой постепенный процесс проникновения составляющих стали (железо, хром, никель, кремний и другие легирующие элементы) в теплоноситель (свинец, свинец-висмут) через оксидную плёнку, формирующуюся на поверхности стали. Эта пленка изначально выполняет роль диффузионного барьера, однако ее проницаемость не равна нулю, что и приводит к миграции компонентов.

Механизм процесса начинается с образования оксидной пленки на поверхности стали. В типичных условиях это может быть однослойная структура, например, состоящая из магнетита (Fe_3O_4). Со временем под влиянием рабочих условий – температуры, состава теплоносителя и диффузионных потоков – пленка трансформируется в двухслойную. Внешний слой остается преимущественно магнетитовым, тогда как внутренний обогащается легирующими добавками стали. В отдельных случаях наблюдается и обратный процесс: компоненты теплоносителя, например, атомы свинца, проникают в оксидную структуру, изменяя ее свойства.

Последствия диффузионного выхода многообразны и затрагивают надежность всей системы. Загрязнение теплоносителя металлическими примесями изменяет его физико-химические свойства, а накопление оксидных отложений на стенках тракта циркуляции снижает эффективность теплообмена и повышает гидравлическое сопротивление. Ослабление оксидной пленки из-за потери легирующих элементов ускоряет коррозию стали, сокращая ресурс конструкционных материалов. Кроме того, в ядерных установках перенос радиоактивных примесей с теплоносителем может влиять на радиационную обстановку в контуре.

Моделирование этих процессов остается сложной задачей. Несмотря на накопленные экспериментальные данные, единая физическая модель, учитывающая все факторы (температуру, термодинамическую активность (ТДА) кислорода, состав стали, гидродинамику и т.д.), пока не создана. Основная трудность заключается во взаимной зависимости параметров: изменение одного неизбежно влияет на другие, что затрудняет как лабораторные исследования, так и расчетные прогнозы. Существующие модели окисления сталей позволяют оценить общие тенденции, но их предсказательная способность для длительных сроков эксплуатации ограничена.

Таким образом, диффузионный выход компонентов стали в ТЖМТ – это многофакторный процесс, требующий комплексного подхода к управлению. Его понимание и контроль критически важны для обеспечения долговечности и безопасности оборудования, работающего в условиях контакта с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями.

В работе исследованы механизмы диффузионного выхода компонентов конструкционных сталей в ТЖМТ, проанализированы ключевые факторы влияния и представлены экспериментальные данные по кинетике процесса. Рассмотрены методы контроля и способы снижения интенсивности диффузии. Показана необходимость комплексного подхода к обеспечению коррозионной стойкости материалов в ядерных установках с ТЖМТ.

Модель образования пленки при окислении стали в ТЖМТ: электрохимический подход для внутреннего слоя и диффузионно-кинетический – для внешнего

Николаев В.С.
АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: сталь, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, коррозия

Прогнозирование ресурса конструкционных элементов первого контура реакторных установок с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ) требует надёжных математических моделей кинетики окисления поверхности стали. Помимо оценки долговечности, такие модели необходимы для определения производительности систем очистки теплоносителя и расчёта производительности источников кислорода.

Среди современных подходов к описанию роста оксидных пленок выделяется модель точечных дефектов (МТД), предложенная Макдональдом. В отличие от классических вагнеровских моделей, МТД корректно описывает перенос атомов металла через интерфейс сталь – оксид, устраняет расходимость диффузионного потока при малых толщинах пленки и естественным образом адаптируется к двухслойной структуре оксидного покрытия. Тем не менее применение МТД к системе сталь – ТЖМТ до настоящего времени не было реализовано.

Рассматривается рост двухслойной оксидной пленки на стали в контакте со свинцом или свинцово-висмутовой эвтектикой в диапазоне температур 420–550 °C. Внутренний барьерный слой представлен железо-хромистой шпинелью $(Fe, Cr)_3O_4$, внешний проницаемый слой – магнетитом Fe_3O_4. Сформулированы уточнённые наборы электрохимических и химических реакций на границах раздела сталь – внутренний слой и внешний слой – теплоноситель. Построена модель распределения электрического потенциала в системе сталь – пленка – теплоноситель с учётом скачков потенциала на границах барьерного слоя.

Ключевым методическим вкладом является дополнение МТД локально-равновесным термодинамическим подходом для описания растворения внешнего магнетитного слоя. Модель учитывает диффузионный перенос железа и кислорода в пограничном слое теплоносителя, что позволяет воспроизвести эффект растворения внешнего слоя без введения эмпирических поправок на механическую эрозию.

Решена система дифференциальных уравнений кинетики роста обоих слоёв. Параметры модели оптимизированы по экспериментальным данным коррозионных испытаний стали T91 в диапазоне 420–550 °C. Расчётные законы роста оксидной пленки демонстрируют хорошее согласие с измеренными толщинами слоёв во всём диапазоне температур, что подтверждает применимость модели к неизотермическим контурам. Расчётная кинетика потребления кислорода поверхностью стали согласуется с данными коррозионных стендов.

Диффузионная модель взаимодействия Fe-Cr стали с жидкой свинцово-висмутовой эвтектикой

Воронов И.В., Колотинский Д.А., Николаев В.С.

ОИВТ РАН, Москва

Ключевые слова: тяжелый жидкометаллический теплоноситель, сталь, селективное растворение

Коррозия конструкционных сталей в жидкой свинцово-висмутовой эвтектике остается одной из ключевых проблем при разработке реакторных установок нового поколения с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем. Для описания деградации Fe-Cr сталей необходима модель, способная одновременно учитывать термодинамические движущие силы перераспределения компонентов и кинетику их переноса в твердой и жидкой фазах.

В работе предложена диффузионно-термодинамическая модель селективного растворения Fe-Cr стали с жидкой свинцово-висмутовой эвтектикой в отсутствии кислорода. Многокомпонентная диффузия в твердом растворе описывается в формализме Онзагера с использованием термодинамических потенциалов и подвижностей, полученных в подходе CALPHAD. Растворение стали рассматривается как процесс на подвижной границе раздела «твердое тело – жидкость» при условии локального термодинамического равновесия на интерфейсе.

Перенос растворенных компонентов в теплоносителе аппроксимирован через диффузионный пограничный слой конечной толщины, за пределами которого расплав считается хорошо перемешанным. Показано, что для описания экспериментально наблюдаемого обеднения стали по железу и хрому достаточно одного настраиваемого параметра – эффективной толщины этого диффузионного слоя. Модель воспроизводит измеренные в эксперименте концентрационные профили железа и хрома после выдержки образца стали T91 в свинцово-висмутовой эвтектике при температуре 715 °C.

Параметрический анализ показывает, что уменьшение толщины диффузионного слоя в жидком металле ускоряет вынос компонентов из стали и сужает область измененного состава. Введение же явной кинетической константы растворения на границе раздела приводит к накоплению хрома у поверхности, что противоречит экспериментальным наблюдениям. Это указывает на то, что лимитирующей стадией процесса является не межфазная реакция, а диффузионный перенос растворенных компонентов в жидком теплоносителе.

Полученные результаты подтверждают применимость диффузионно-термодинамического подхода для количественного описания селективного растворения Fe-Cr сталей в свинцово-висмутовой эвтектике. Предложенная модель может быть использована для интерпретации экспериментальных профилей состава и оценки влияния гидродинамических условий на скорость растворения конструкционных материалов в системах с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем.

Методика расчета молекулярного коэффициента диффузии для примеси в свинцовом расплаве на примере атома кислорода

Хнкоян Г.В., Николаев В.С.

МФТИ (НИУ), Долгопрудный

Ключевые слова: быстрый реактор, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, кислород, диффузия, атомистическое моделирование, межатомный потенциал, методика расчета

Реакторы нового поколения на быстрых нейтронах являются перспективным направлением развития реакторных энергетических установок. В качестве теплоносителя первого контура в таких реакторах используется тяжелый жидкометаллический теплоноситель (ТЖМТ), в частности свинцовые теплоносители – свинец и свинцово-висмутовая эвтектика (СВЭ, Pb-Bi 44.5/55.5).

Одной из ключевых проблем эксплуатации ТЖМТ является коррозия конструкционных материалов. Для формирования и поддержания защитных оксидных пленок на поверхности сталей требуется контроль концентрации и термодинамического состояния кислорода в расплаве. В этой связи важной характеристикой является коэффициент диффузии кислорода в СВЭ.

Согласно литературным данным, экспериментальные значения коэффициента диффузии кислорода характеризуются значительным разбросом – более одного порядка. Указанный разброс обусловлен высокой технической сложностью измерений в объеме жидкометаллического расплава. Существенную трудность также представляет взаимодействие и связывание примесей, что замедляет их диффузию. Так, в расчетной статье показано, что в эксперименте получен коэффициент диффузии не отдельных атомов железа или никеля, а кластеров атомов.

На основе опыта, полученного при разработке потенциала для описания системы свинец-кислород, предлагается использовать обучение межатомного потенциала на данных первопринципного моделирования. Валидация потенциала проведена по структурным характеристикам системы, включая радиальные и угловые функции распределения, а также анализ сольватных оболочек. Такой подход позволяет получить коэффициент диффузии атома кислорода в расплаве СВЭ с точностью, соответствующей первопринципному моделированию.

С использованием разработанного потенциала выполнены расчеты методом классической молекулярной динамики в диапазоне температур 600–1000 К. Рассматривалась модельная система, исключающая влияние посторонних примесей, что позволяет определить диффузионные характеристики одиночных атомов кислорода в расплаве. Рассчитанные значения лежат у верхней границы имеющихся экспериментальных результатов. Таким образом, расчетный результат, полученный без использования эмпирических данных и основанный исключительно на первопринципном моделировании, согласуется с имеющимися экспериментальными данными.

Предложенный подход может быть в дальнейшем распространен на расчет диффузионных характеристик других примесей, оказывающих влияние на коррозионные процессы в ТЖМТ.

Обоснование разработки газового фильтра в системах измерения объемной активности защитного газа в РУ с тяжелым теплоносителем

Николаев И.А., Мельников В.П., Посаженников А.М., Зуборева М.В.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: газовый фильтр, защитный газ, тяжелый теплоноситель, теплообменник, реакторная установка, тяжелый теплоноситель

В реакторных установках (РУ) с тяжелым теплоносителем на основе свинца необходима защита внутренних поверхностей устройств измерения объемной активности защитного газа от образующихся аэрозолей (Pb, Fe, Cr) и других летучих продуктов деления. Основная рабочая среда – это защитный газ аргон (Ar), отбираемый из газовой полости реактора, в составе которого допускается незначительное содержание других газов ($N_2 \leq 10$ %, $H_2 \leq 1$ %) и водяного пара ($H_2O \leq 5$ %).

На основании предъявляемых требований к фильтру по эффективности очистки, сопротивлению и ресурсу была обоснована и разработана конструкция газового фильтра с учетом возможных концентраций образующихся аэрозолей свинца в реакторе. Ниже приведены предъявляемые требования к газовому фильтру:

– эффективность очистки от тяжелых аэрозолей при номинальной производительности, не менее – 99,9 %;

– сопротивление фильтра потоку газовой среды при номинальной производительности, Па – 300–1000;

– достаточная пылеемкость фильтра в обеспечение его работоспособности до 20 000 часов;

– сохранность свойств фильтрующего материала при попадании капельной влаги.

Фильтроматериалом являлся стекломат марки М 20-УТВ-0.6К, способный удерживать аэрозольные частицы (твердые и жидкие) с эффективностью не ниже 99,9 %.

Проведенные испытания на зависимость аэродинамического сопротивления фильтра от количества слоев фильтроматериала показали, что аэродинамическое сопротивление 10 слоев фильтроматериала М20-УТВ не превышает величину 200 Па.

Фильтроматериал сохранял свою целостность в условиях попадания капельной влаги на поверхность фильтроматериала (содержание влаги составило 9 г при площади фильтроматериала 19,6 $см^2$).

Расчет необходимой поверхности фильтрации для работоспособности фильтра в 20 000 часов показал, что поверхность фильтрующего материала должна составлять величину не менее 650 $см^2$.

Поскольку фильтрующий материал гидрофобен, то для повышения эффективности процесса фильтрации сетчатый цилиндрический каркас фильтра был выполнен в виде усеченного конуса, что обеспечивает стекание по фильтрующему материалу накопившейся влаги вниз фильтра для последующего ее удаления.

Таким образом, выполнено расчетное и экспериментальное обоснование разработанного газового фильтра с общей фильтрующей поверхностью 650 $см^2$, что гарантированно обеспечит улавливание необходимого количества аэрозолей при продолжительности работы фильтра более 20 000 часов.

Экспериментально-расчетное исследование диспергирования и распространения газовых смесей в контуре жидкометаллического теплоносителя

Сапожников И.С., Белых Ю.О.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: тяжелый жидкометаллический теплоноситель, устройство ввода газовых сред, CFD, гидродинамические испытания, вычислительная гидродинамика, двухфазная среда

В 2025 г. проведены экспериментальные исследования макета устройства ввода газовых сред (УВГС) в поток тяжелого жидкометаллического теплоносителя (ТЖМТ) на базе стендового зала лаборатории № 119 АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» на стенде ЦУ-2М со свинцово-висмутовым теплоносителем. УВГС представляет собой устройство, работающее по принципу струйного насоса и предназначенное для ввода в ТЖМТ газовых сред (аргон, аргоно-водородная смесь, аргоно-кислородная смесь) для обеспечения высокодисперсной системы «ТЖМТ – газ» на выходе из устройства с требуемыми характеристиками. В зависимости от расхода ТЖМТ, давления ТЖМТ и диаметра отверстия подвода газовых смесей макет УВГС генерирует пузыри различных размеров. Эксперименты проводились при значениях числа Рейнольдса в макете от $1 \cdot 10^5$ до $5 \cdot 10^5$ и температуре сред порядка 400 °С.

Для косвенной оценки характерного размера генерируемых газовых пузырей на выходе макета на удалении от УВГС на горизонтальном участке трубопровода был размещен вертикальный отбор в замкнутый бак-ловушку с газовой полостью. По результатам измерения изменения давления, температуры газа и уровня ТЖМТ в баке измерялся расход газа, поступающий в него. На рабочем участке после отбора в бак-ловушку размещался дегазатор, обеспечивающий отсутствие пузырьков газа на входе макета и их повторной циркуляции в контуре.

В зависимости от характерного диаметра пузырьков газа в потоке интенсивность их всплытия в бак-ловушку отличается, на основании чего была выполнена расчетная оценка диаметра пузырьков с применением методов вычислительной гидродинамики CFD (расчетный код Star-CCM+). Для этого проводилось моделирование

– генерации пузырьков газа в макете УВГС с применением метода моделирования двухфазного течения VOF в комбинации с вихреразрешиющим методом моделирования турбулентности LES,

– транспорта двухфазной смеси после УВГС по трубопроводу до бака-ловушки с применением метода Лагранжа в комбинации с методом моделирования турбулентности RANS.

По результатам расчета определялся расход газа, поступающий в бак-ловушку. По результатам отладки моделей расчетные значения отличались от экспериментальных не более, чем на 17 %, для основного рабочего режима при номинальной подаче ТЖМТ отличие составило 2 %. Полученные результаты показывают достоверность применяемых расчетных подходов для расчета параметров мелкодисперсной смеси «ТЖМТ – газ» в проточной части и на выходе макета УВГС, а также при ее транспорте по трактам контура. По результатам экспериментально-расчетного исследования характерный диаметр генерируемых в макете УВГС пузырьков газа составлял от 100 до 200 мкм.

Расчетная оценка влияния коэффициента активности монооксида железа на термодинамическую устойчивость магнетита в расплавах тяжелых металлов

Осипов А.А., Ниязов С.-А.С.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: термодинамическая активность кислорода, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, термодинамическая устойчивость, магнетит, монооксид железа, железо, сталь

В настоящее время считается, что одним из основных параметров, влияющим на коррозионную стойкость сталей в расплавах тяжелых металлов является термодинамическая активность кислорода, и которую необходимо поддерживать в тяжелом жидкометаллическом теплоносителе (ТЖМТ) в определенном диапазоне. Это связано с тем, что растворенный в ТЖМТ кислород участвует в процессах взаимодействия с конструкционной сталью (прежде всего с железом) и может приводить к образованию на ее поверхности оксидной пленки, выполняющей защитную противокоррозионную функцию. В рамках термодинамики для этого необходимо выполнение условия термодинамической устойчивости оксида, которое для линейной неравновесной (локально равновесной) системы известно, однако зависит помимо активности кислорода и от активности железа, которая в настоящее время не является измеряемой величиной. Более того система может быть локально не равновесной и тогда условия устойчивости неизвестны. Следовательно, только контроль и поддержание активности кислорода в теплоносителе не позволяет гарантировать выполнения условий устойчивости оксидов железа в системе и необходимы методы определения активности железа и оценки равновесности системы. Одним из таких методов может стать анализ температурной зависимости термодинамической активности (ТДА) кислорода, которая чувствительна к содержанию железа и может быть точно рассчитана в локально равновесной системе. Одним из параметров (помимо коэффициентов активностей железа и кислорода), определяющих температурную зависимость ТДА кислорода, является коэффициент активности монооксида железа FeO, численное значение которого в настоящее время неизвестно. Выполненные в настоящей работе расчеты дают две сильно различающиеся оценки параметра взаимодействия кислорода и железа в жидком свинце, а именно $W < 0{,}01$ и $W > 1$ (конгруэнтная диссоциации магнетита). Первая оценка соответствует случаю, когда растворимость монооксида железа, много меньше растворимости атомарного железа и его взаимодействием с кислородом с образованием растворенной формы FeO в расплаве можно пренебречь, вторая же оценка, наоборот, не позволяет пренебречь формой FeO. Более того, может оказаться, что обе оценки не соответствуют действительности, а параметр W является не только функций температуры, но и концентрации. Это принципиальный вопрос, который в настоящее время требует экспериментального исследования.

Анализ переходных процессов при протекании тока в электромагнитных расходомерах и насосах-расходомерах жидких металлов

Осипов А.А., Ниязов С.-А.С., Асхадуллин Р.Ш.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: магнитогидродинамическое устройство, насос-расходомер, жидкие металлы, постоянные магниты, контактное сопротивление, постоянная времени, переходной процесс, ток

В настоящее время для контроля и регулирования расхода жидких металлов в циркуляционных контурах широко применяются электромагнитные устройства, принцип действия которых основан на законах Фарадея и Ампера. В общем случае для расчета таких устройств требуется также и учет контактного сопротивления на границе между жидким металлом и стенкой канала. Опыт показывает, что при определенных условиях величиной контактного сопротивления можно пренебречь. Как правило такое допущение оправдано в трубопроводах с щелочными металлами при температурах выше 350 °С, однако в случае расплавов тяжелых металлов контактное сопротивление необходимо учитывать, так как эксплуатация циркуляционных контуров с тяжелыми металлами тесно связана с наличием оксидной пленки на внутренней поверхности трубопровода, выполняющей защитную противокоррозионную функцию. Более того продукты взаимодействия жидких металлов с конструкционными материалами и воздухом могут отлагаться на внутренних поверхностях трубопровода и влиять на величину контактного сопротивления. Поэтому на практике было бы полезным контролировать величину контактного сопротивления, необходимую как для расчета электромагнитных преобразователей, так и для контроля процессов массопереноса в циркуляционных контурах с жидкими металлами.

В данной работе рассмотрены переходные процессы связанные с переключением тока в электромагнитном насосе-расходомере. В эксперименте наблюдается влияние разгона и торможения жидкого натрия на величину сигнала, что позволяет определить величину контактного сопротивления и некоторые динамические параметры системы.

Расчётная оценка распространения фрактальных пульсаций температуры в твердом теле

Осипов А.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: пульсации температуры, автокорреляционная функции, уравнение теплопроводности, фрактальная размерность

Задаче о распространении периодических колебаний в различных средах посвящено довольно много работ, что позволяет считать ее хорошо изученной. Однако очень часто колебания носят не периодический, а фрактальный характер и возникает задача их описания и распространения. Сложный характер изменения параметров системы относительно своего среднего значения (пульсации) является фундаментальным

свойством многих физических процессов. В определенных случаях пульсационный характер изменения параметров позволяет получить информацию о состоянии наблюдаемой системы. Например, анализ пульсаций нейтронного поля в нейтронно-физических системах (реакторы «нулевой» мощности) позволяет определить кинетические параметры системы (эффективность запаздывающих нейтронов, время жизни мгновенных нейтронов и др.). В энергетических реакторах пульсационный характер свойственен и тепло-гидродинамическим полям.

В настоящей работе рассматривается одномерная задача решения уравнения теплопроводности с фрактальными граничными условиями. Результаты проведенных расчетов показали, что амплитуда пульсаций температуры в твердом теле A зависит от фрактальной размерности h и времени спада автокорреляционной функции τ пульсаций температуры на поверхности тела. В отличии от периодических граничных условий, зависимость $A(\tau)$ носит не экспоненциальный, а степенной характер, поэтому фрактальные пульсации значительно слабее затухают в твердом теле по сравнению с периодическими.

Экспериментальная оценка электронных и поляризационных эффектов в твердоэлектролитных системах на основе ZrO_2

Осипов А.А., Шелеметьев В.М., Ниязов С.-А.С., Чепоров Р.Ю.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: ионные проводники, активность, кислород, массообменный аппарат, кислородный датчик, кислородный насос, твердый электролит, шунтирование, электронная проводимость

В настоящее время ионные проводники кислорода на основе ZrO_2 находят применения в самых различных областях науки и техники. Особое место занимает контроль активности кислорода в жидкометаллических теплоносителях ЯЭУ и газовых контурах АЭС. Например, работа массообменных аппаратов, а также устройств диспергирования и подачи газовых реагентов в объём жидкометаллического теплоносителя зависит от уровня термодинамической активности кислорода в жидком металле, поэтому достоверность показаний кислородных датчиков является важным фактором в задаче обеспечения работоспособности и ресурса реакторной установки. С практической точки зрения, загрязнение поверхности твердого электролита является одной из основных проблем с которой приходится сталкиваться при эксплуатации кислородных систем на основе ZrO_2. В кислородных насосах загрязнения и поляризация электролита приводят к снижению плотности тока, а в системах контроля содержания кислорода в жидких и газовых средах, отложения на поверхности электролита могут существенно влиять на наблюдаемые показания и отличаться от реальных параметров среды. Кроме того, эволюция микроструктуры твердого электролита может приводить к изменению доли электронной проводимости, что также приводит к отклонению показаний измерительных систем на основе ZrO_2. Поэтому разработка методов диагностирования отложений, их удаления с поверхности твердого электролита, а также контроль и учет электронной проводимости является важной и актуальной задачей.

Одним из таких методов может стать метод шунтирующего сопротивления, позволяющий определить величину внутреннего сопротивления датчика. Однако в резуль-

тате шунтирования датчика через него начинает протекать ток, величина которого на несколько порядков превышает ток в нормальном режиме измерения. Протекание тока в датчике приводит к переносу кислорода между электродами и его сильной поляризации, что не позволяет корректно определить как величину сопротивления датчика, так и его поляризацию. В данной работе проведены экспериментальные исследования зависимости показаний датчика от времени при его шунтировании различными сопротивлениями. Показано, что измерения переходных процессов с временным разрешением 10^{-6}–10^{-4} с при шунтировании датчика позволяет оценить электронные и поляризационные (диффузионные) эффекты в зависимости от тока, протекающего через датчик.

Вычисление коэффициента скорости истечения газовых продуктов деления в свинцовый теплоноситель при наличии дефекта оболочки твэла

Чубаров М.А., Коновалов И.И., Тихомиров Г.В.

НИЯУ «МИФИ», Москва

Ключевые слова: CFD, газовые продукты деления, свинцовый теплоноситель, LFR, дефект оболочки твэла, ЛОГОС, коэффициент скорости истечения

Коэффициент скорости истечения газовых продуктов деления представляет интерес как параметр кинетических моделей первого порядка, применяемых в топливных кодах для описания выхода газа из свободного объёма твэла в теплоноситель при нарушении герметичности оболочки. Для водоохлаждаемых реакторов значения данного коэффициента исследованы экспериментально и численно, тогда как для реакторов со свинцовым теплоносителем подобные оценки практически отсутствуют. В связи с этим, актуальной является задача определения коэффициента скорости истечения газовых продуктов деления в свинцовый теплоноситель применительно к условиям реакторов типа LFR. В настоящей работе рассматривается начальная нестационарная стадия истечения газа после появления дефекта оболочки, протекающая до выравнивания давления между газовой полостью твэла и теплоносителем.

Цель работы состоит в определении коэффициента скорости истечения газовых продуктов деления в свинцовый теплоноситель на основе последовательного мультифизического моделирования. В рамках расчётной цепочки для твэла реактора БРЕСТ-ОД-300 по результатам связанного нейтронно-физического и теплогидравлического расчёта с использованием кодов OpenMC и ЛОГОС были получены распределения энерговыделения и температурные поля. Эти данные далее использовались в топливном коде для моделирования накопления и выхода газовых продуктов деления за кампанию длительностью 365 суток. Полученное к концу кампании количество газа под оболочкой твэла и создаваемый им перепад давления, составляющий порядка 0,6 МПа относительно свинцовой фазы, использовались в качестве исходных данных для нестационарного CFD-моделирования истечения газа через дефект оболочки.

CFD-моделирование истечения газа выполнялось в пакете ЛОГОС методом VOF с использованием модели турбулентности k-ω SST. Рассматривалась геометрия, включающая газовый зазор высотой 1 м и область свинцового теплоносителя высотой 150 мм; дефект оболочки характерным размером порядка 1 мм располагался в средней части твэла. Размер расчётной сетки составил 10,5 млн ячеек, а начальный временной

шаг – 10^{-7} с. Для рассматриваемого случая полученный коэффициент скорости истечения газовых продуктов деления в свинцовый теплоноситель достигал 12 $с^{-1}$, а максимальная скорость выхода газовой фазы через дефект составила 249 м/с.

Сопоставление с опубликованными данными для твэлов реакторов типа PWR показывает, что рассчитанные значения оказываются выше на три порядка. По-видимому, это обусловлено различием истечения газа в начальный период. В водоохлаждаемых установках начальная стадия истечения сопровождается проникновением теплоносителя в зазор, фазовым переходом и формированием паровой области вблизи дефекта. В условиях свинцового теплоносителя фазовый переход отсутствует, и определяющим становится прямое нестационарное истечение газовой смеси через дефект при высоком перепаде давления. Полученные результаты подтверждают необходимость отдельного определения коэффициента скорости истечения газа для твэлов реактора типа LFR и демонстрируют перспективность использования CFD-подхода для его оценки.

О результатах экспериментальной апробации измерительного канала ТДА кислорода со встроенной термопарой в ТЖМТ

Лотов В.С., Садовничий Р.П., Дворецкий С.В., Асхадуллин Р.Ш.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

В ГНЦ РФ – ФЭИ наработан большой опыт по созданию датчиков активности кислорода (ДАК) для контроля состояния тяжелых жидкометаллических теплоносителей.

Существует разнообразные конструкции датчиков капсульного типа, применяемых в зависимости от требований экспериментов и установок. Одним из важнейших элементов таких датчиков служит ионопроводящая керамика, являющаяся твердым электролитом. ДАК позволяют измерять величину ЭДС, возникающую между электродом сравнения и изучаемым электродом (расплавом свинца или эвтектики свинец-висмут), и являющуюся функцией ТДА и температуры измеряемой среды. То есть для определения концентрации кислорода в расплаве ТЖМТ необходимо знать и температуру.

В данной работе авторами разработана конструкция ДАК – полноценный измерительный канал (ИК) со встроенной термопарой, которая располагается непосредственно внутри керамического чувствительного элемента. Контроль температуры внутри датчика позволяет не только повысить точность определения ТДА кислорода, но и расширяет его диагностические возможности, как в части определения состояния теплоносителя, так и в части достоверности его показаний. Проведена апробация ИК на стенде ТТ-1М, доказаны преимущества и перспективы использования данной конструкции в исследовательских установках и экспериментальных стендах.

Решение текущих задач технологии натрия в обеспечение безопасности реакторов на быстрых нейтронах

Алексеев В.В., Саванков В.Г., Сутягина Р.О., Борисов В.В., Камаев А.А., Ганичев Н.С., Волов А.Н., Ильичева Н.С., Коновалов М.А., Загребаев С.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: натриевый теплоноситель, тритий, водород, аргон, защитный газ, температура, холодная ловушка, массоперенос, концентрация, проницаемость изотопов водорода

С начала развития натриевой технологии за сравнительно короткий период времени в стране были выполнены исследования по физической химии, тепло и массопереносу в теплоносителе, разработаны средства контроля примесей и методы очистки от них, обосновано безопасное применение натрия в контурах реакторов на быстрых нейтронах.

Опыт разработки и эксплуатации экспериментальных реакторов БР-10, БОР-60, демонстрационного реактора БН-350 и промышленных АЭС БН-600 и БН-800 показал, что Россия обладает наилучшими в мире результатами по освоению технологии натрия.

Изучено влияние различных примесей в натрии на физические характеристики реактора, радиационную обстановку, теплогидравлические режимы контуров, коррозию конструкционных материалов. Обоснованы требования к содержанию примесей в теплоносителе, которые должны быть поставлены и реализованы, чтобы исключить (минимизировать) отрицательные эффекты, обусловленные их присутствием.

Разработаны методы и устройства очистки натрия от примесей, наиболее эффективными из которых являются холодные ловушки. Определен отечественный подход к конструированию холодных ловушек, которые включают три последовательно расположенных зоны: охлаждаемый отстойник, зону окончательного охлаждения и изотермический фильтр. Дано научное обоснование для разработки ловушек оригинальной конструкции для различных реакторов. Их емкость по примесям в 3–5 раз превышает лучшие зарубежные аналоги. Разработаны первые варианты ловушек, встроенных в бак реактора.

Для контроля содержания примесей в натрии предложено и используется множество различных устройств, работающих на различных физических принципах. Развивается электрохимический метод контроля примесей в натрии, который основан на измерении эдс, возникающей в гальванической ячейке между двумя электродами с различной химической активностью контролируемой примеси. Достоверные данные о содержании примесей в натрии обеспечивают безопасную работу контуров ЯЭУ.

Получены экспериментальные данные и обобщены основные коррозионные явления и процессы, протекающие в натриевом теплоносителе. Установлена количественная корреляция между скоростью коррозии, растворимостью элементов в жидких металлах, парциальным давлением растворяемых металлов. Определены основные факторы и параметры, влияющие на скорость коррозии.

Модель массопереноса продуктов коррозии в неизотермическом циркуляционном контуре учитывает спонтанное образование зародышей твердой фазы, полидисперсность частиц взвесей в потоке натрия и включает математическое описание следующих основных процессов: кристаллизации растворенного вещества на поверхности канала и взвешенных частицах, осаждения частиц на поверхности канала, коагуляции (укрупнения) частиц за счет их столкновений в потоке теплоносителя и др. За счет массопере-

носа продуктов коррозии в натрии первого контура БН-600 в активной зоне и промежуточном теплообменнике скорость роста отложений продуктов коррозии может составлять около 0,38 и 0,08 мкм/год соответственно. Дальнейшее развитие этой модели включает учет химического взаимодействия примесей с кислородом в натрии.

Разработана математическая модель массопереноса водорода и трития в трехконтурной ЯЭУ, с использованием которой оценивается содержание водорода и трития в натрии и их поступление в различные среды, окружающие установку, а также накопление в холодных ловушках.

Большое значение для натриевой технологии имеют оценки поступления примесей в контуры быстрых реакторов. Анализ известных данных по поступлению примесей в контуры с натриевым теплоносителем в т. ч. и на АЭС показывает, что они часто носят противоречивый характер. По результатам анализа известных данных было получено количество примесей, поступающих в теплоноситель второго контура установки мощностью 1200 МВт за 60 лет. Основными примесями, которые будут поступать в холодные ловушки являются оксид и гидрид натрия, соответственно, 1670 и 21550 кг (34700 кг консервативный вариант).

Для улучшения технико-экономических показателей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, охлаждаемых натрием, оптимального решения вопросов вывода их из эксплуатации необходимо учитывать проблемы, требующие дальнейшего развития:

– Процессы, протекающие при нормальных условиях эксплуатации и определяющие поведение примесей в контурах ЯЭУ: кинетика образования соединений и их трансформации с учетом образования комплексных соединений и взвесей в натрии, образование отложений на поверхностях в газовых полостях и омываемых натрием, и определение их физико-химических характеристик.

– Моделирование физико-химических, термогидравлических и технологических процессов в натриевых контурах ЯЭУ. В настоящее время имеется неопределенность в оценках аккумуляции примесей как в застойных зонах гидравлического тракта, так и на поверхностях газовых полостей. Для анализа массопереноса и аккумуляции примесей в контурах с натрием целесообразно использование усовершенствованных трехмерных кодов.

– Усовершенствование приборов контроля содержания примесей в натрии. Действующие отечественные системы показали высокую надежность в работе, однако устарели морально и физически.

– Разработка более совершенных методов и устройств очистки натрия от примесей. Выбор оптимального сочетания встроенных в бак реактора и внешних устройств очистки. Исследование способов глубокой очистки натрия от примесей и очистки от взвесей.

– Научное обоснование технологических режимов в натриевых контурах при переходе на более высокие параметры теплоносителя. Получение фундаментальных данных о физико-химических процессах для тройных и более сложных систем в натрии.

– Исследование процессов массопереноса и накопления трития в контурах ЯЭУ. Разработка методов улавливания и надежной локализации трития, выделяющегося при проведении различных технологических операций. Контроль содержания трития в натрии.

– Усовершенствование технологий отмывки оборудования натриевых контуров, в т. ч. холодных ловушек, нейтрализации и переработки натрия.

– Решение других, в т. ч. локальных, задач, связанных с продлением ресурса действующих установок, разработкой и созданием перспективных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с повышенными параметрами теплоносителя.

Технология вакуумной дистилляции теплоносителя эвтектического сплава Na-K

Артюхов А.А., Гавшина В.В., Дудкин К.О., Кравец Я.М., Пожидаев А.Р., Рыжков А.В., Талпа И.К.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: эвтектический сплав натрий-калий, жидкометаллический теплоноситель, очистка теплоносителя, вакуумная дистилляция, конденсация паров, осаждение примесей

Эвтектический сплав натрий-калий (Na-K) является одним из широко применяемых жидкометаллических теплоносителей, обладающим уникальным комплексом теплофизических свойств. Относительно высокая теплопроводность, свойственная металлическим средам, сочетается с низкой температурой плавления (около –12,6 °C). Всё это предопределяет перспективность использования эвтектики Na-K в системах охлаждения ядерных реакторов космического назначения, для которых критически важно обеспечение эффективного отвода тепла от активной зоны и общее снижение мощности системы подогрева теплоносителя. Однако даже незначительное присутствие примесей (в первую очередь кислорода и углерода) – порядка десятков млн$^{-1}$ – приводит к ухудшению тепло- и электрофизических характеристик, вызывает коррозионный массоперенос примесных соединений и, как следствие, значительно снижает ресурс и надёжность оборудования. Это делает проблему глубокой очистки жидкометаллического теплоносителя от примесей актуальной научно-технической задачей.

Целью настоящей работы является экспериментальное исследование процесса вакуумной дистилляции эвтектического сплава Na-K. Данный метод признан одним из наиболее эффективных физических методов разделения и основан на различии летучести компонентов раствора, подвергаемого очистке, при пониженном давлении. При нагреве сплава в вакууме натрий и калий переходят в паровую фазу вследствие более высокого давления насыщенных паров, в то время как примеси остаются в осадке. Затем пары жидких металлов конденсируются на охлаждаемой поверхности, образуя чистый дистиллят. Вакуумная дистилляция не требует введения дополнительных реагентов, что исключает вторичное загрязнение и делает её предпочтительной для работы с активными щелочными металлами.

В ходе работы были получены экспериментальные данные остаточного содержания примесей после двойной вакуумной дистилляции, проведённой на разработанной авторами установке. Анализ полученных результатов предполагает общую оценку эффективности очистки эвтектического сплава, а также целесообразность применения повторной дистилляции для достижения требований, предъявляемых к жидкометаллическим теплоносителям реакторной чистоты.

Разработка устройства контроля кислорода для ИЯУ «МБИР»

Дворецкий С.В., Садовничий Р.П., Асхадуллин Р.Ш., Лотов В.С.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: коррозионная активность, натриевый теплоноситель, гальваническая ячейка, средство измерения, датчик активности кислорода

МБИР является уникальной исследовательской ядерной установкой, позволяющей проводить исследования с различными теплоносителями, при этом основным типом теплоносителя первого и второго контуров является натрий. Применение жидкометаллических теплоносителей (ЖМТ) необходимо осуществлять в соответствии со специальной технологией, подразумевающей в том числе и контроль примесей, растворенных в расплаве. Важнейшей примесью для ЖМТ является кислород, влияющий на его химическую активность.

В АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» наработан большой опыт по созданию измерительных каналов для свинецсодержащих теплоносителей. Такие датчики предназначены для непрерывного контроля термодинамической активности кислорода и работают по принципу гальванической ячейки, ключевыми элементами которой являются керамический чувствительный элемент, электрод сравнения и стеклокристаллический герметик. Важной особенностью натриевого теплоносителя является высокая коррозионная активность по отношению к неметаллическим материалам, входящим в состав измерительного канала. Разработка устройства контроля кислорода в натрии (УККН) была сопряжена с проведением широкого спектра исследований, направленных на обоснование материалов, применяющихся в устройстве. В работе выполнен подбор керамического чувствительного элемента, выбор которого осуществлялся с точки зрения термомеханических свойств и стойкости к воздействию натрия, разработан новый состав ситалла с уменьшенным содержанием компонентов, активно вступающих во взаимодействие теплоносителем, подобран материал металлического корпуса с требуемым коэффициентом термического расширения. Разработка проводилась совместно с ОНПП «Технология» им. А.Г. Ромашина и АО «НТЦД».

Результатом исследований стало создание УККН, ресурс работы устройства составляет более года. Измерительный канал прошел аттестацию в качестве типа средства измерения и может применяться на реакторных установках.

Работа проведена в соответствии с Гос. контрактом № Н.4м.241.09.20.1098 на выполнение работ по теме «НИОКР в обоснование безопасности режимов эксплуатации ИЯУ МБИР».

а) б)

УККН: а) герметичное соединение «металл – ситалл – керамика»;
б) первичный преобразователь и измерительный блок устройства

Разработка новых методических схем определения азота и галогенов в щелочных металлах и сплавах на их основе ионохроматографическим методом

Цапко Ю.В.[1,2], Харитонова Е.Ю.[1], Кочеткова А.Я.[1]

[1] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

[2] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого», Санкт-Петербург

Ключевые слова: определение азота, определение галогенов, щелочные металлы, эвтектический сплав натрий-калий, ионная хроматография, лабораторный контроль

Совершенствование реакторов на быстрых нейтронах и создание ядерных энергетических установок (ЯЭУ) нового поколения на их основе является одним из основных направлений развития современной ядерной энергетики. Это связано как с необходимостью создания технологий замкнутого ядерного топливного цикла, так и с созданием ядерных энергетических установок транспортного назначения. Важнейшей составляющей таких ЯЭУ являются жидкометаллические теплоносители (ЖМТ), в первую очередь натрий и эвтектический сплав натрий-калий (Na-K). Применение таких теплоносителей обусловлено уникальным сочетанием теплофизических и эксплуатационных свойств, при этом высокая химическая активность щелочных металлов и их способность интенсивно взаимодействовать с окружающей средой предъявляют повышенные требования к обеспечению надежного контроля и химической чистоты теплоносителя. Одним из источников примесей в исходных щелочных металлах являются хлориды, присутствие которых обусловлено не только их поступлением при контакте с загрязненным оборудованием, но и исходные технологические загрязнения, поскольку одним из распространенных способов их получения является электролиз расплавов их солей, преимущественно, хлоридов. Азот является также одной из вероятных примесей поступающей как из исходного сырья, так и при контакте с атмосферным воздухом или из азота, который часто используется для защиты щелочных металлов от атмосферного воздуха при их получении и обращении с ними.

Ранее нами была исследована возможность применения ионохроматографического (ИХ) метода для контроля качества щелочных металлов и жидкометаллических теплоносителей на их основе. Актуальность применения данного метода в химическом контроле качества щелочных металлов обусловлено тем, что практически на всех объектах с ЯЭУ сейчас контроль водных технологических сред проводится с его использованием. Так контроль водно-химических режимов на АЭС методом ИХ и, в целом, водных сред закреплен на уровне отраслевых стандартов.

Метод ионной хроматографии, несмотря на относительно высокую сложность инструментария и высоких капитальных затрат на приобретение оборудования, обладает высокой чувствительностью, селективностью, универсальностью и надежностью получаемых результатов. Метод легко автоматизируем, что дает большие преимущества перед другими такими, как потенциометрия и фотометрия, особенно при анализе радиоактивных сред. Схемы ионохроматографических систем позволяют также автоматизировать не только процесс ввода пробы, измерений и обработки данных измерений, но и проведение стадий пробоподготовки – разделения, концентрирования, очистки и т. д. При этом применение ИХ метода в контроле нормируемых показателей для АЭС с реакторами на быстрых нейтронах ограничивается только анализом водных технологических сред.

Целью настоящей работы являлось отработка методических схем определения анионных примесей (галогенов) и азота в щелочных металлах (ЩМ) и сплавах на их основе. Отработка проводилась на модельных растворах и образцах металлического

калия, натрия и их эвтектического сплава. Сплав готовился прямым сплавлением натрия и калия металлических в соотношении 22 % натрия и 78 % калия. Пробоподготовка проб щелочных металлов осуществлялась растворением их навесок в воде и этиловом спирте при определении галогенид-ионов и в высокочистой воде, предварительно очищенной от растворенного азота продувкой аргоном.

Ключевой проблемой применения ИХ метода являлось существенное влияние матрицы исходного образца пробы (натрия и калия) на результат: водный раствор пробы обладает высокой щелочностью, что вызывает размытие хроматографического профиля. Для решения данной проблемы был предложен способ ионообменной очистки – удаления матричных ионов ЩМ на катионите в Н-форме. Для этого колонка с ионитом встраивалась в гидравлическую схему ионного хроматографа, сорбция осуществлялась непосредственно в потоке. Поскольку такой вариант коррекции анализируемой среды ограничен обменной емкостью ионита, в качестве альтернативного рассматривался также электромембранный способ в варианте применения используемых в ионной хроматографии ионных ловушек и электромембранных подавителей. Проведенный эксперимент по оценке метрологических характеристик определения массовой концентрации фторид-, хлорид- и бромид-ионов показал, что способ с ионообменным удалением ионов щелочных металлов обеспечивает приемлемый уровень погрешностей определения анионов в пробах от $5 \cdot 10^{-4}$ %. Применение электромембранных устройств связано с частичной потерей определяемых компонентов за счет неселективного переноса анализируемого раствора через мембрану. Для устранения данной проблемы при проведении анализа предложено проведение калибровки с использованием метода стандартной добавки в анализируемые пробы или «введено-найдено» на матрице близкой по составу анализируемым пробам.

Ионохроматографическое определение азота проводится по предложенной нами схеме газоабсорбционного выделения аммиака (аналитической формы азота). Такой подход обеспечивает большую чувствительность и сокращение времени анализа по сравнению с применяемой в настоящее время схемой. Важным аспектом при проведении газоабсорбционной пробоподготовки оказывается снижение вероятности заброса в раствор пробы исходного матричного раствора за счет капельного уноса, поскольку при попадании даже небольших капель высококонцентрированного раствора резко возрастает интенсивность пиков ионов натрия и/или калия, которые находятся рядом со временем выхода ионов аммония, что может сильно его искажать, а при массовом попадании раствора полностью его перекрывать.

Важным вопросом также является необходимость повышения экспрессности проведения измерений при проведении аналитического контроля примесей, что в общем становится возможным только за счет унификации схемы ионохроматографического анализа и проведения параллельной пробоподготовки нескольких проб, как стадии занимающей больше всего времени. Унификация обеспечивается использованием одного и того же образца пробы для проведения анализа галогенов, азота, а также других аналитов, определение которых предусматривает перевод пробы в водный раствор. Для осуществления пробоподготовки предложено применение установок для осуществления экстракционной пробоподготовки, используемых в жидкостной хроматографии. Также существенно упрощает проведение ионохроматографического анализа проб использование автоматических многопозиционных устройств подачи (инжекции) проб.

При проведении исследований также установлено, что одним из основных ограничений нижней границы определяемых концентраций является чистота реагентов и газовых сред, используемых на стадиях пробоподготовки и обращения с пробами щелочных металлов и их сплавов.

Исследование и оптимизация условий определения кислорода в щелочных металлах и их сплавах карбометрическим методом

Цапко Ю.В.[1,2], Харитонова Е.Ю.[1], Кочеткова А.Я.[1], Бобров Д.К.[1]

[1] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор
[2] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого», Санкт-Петербург

Ключевые слова: определение кислорода, эвтектический сплав натрий-калий, бутилбромидная пробоподготовка, карбометрия, лабораторный контроль, жидкометаллический теплоноситель, кислородсодержащие примеси, пробковый индикатор, реакция Вюрца, чистота теплоносителя

Развитие ядерной энергетики на современном этапе тесно связано с совершенствованием реакторов на быстрых нейтронах и созданием установок нового поколения, ориентированных на замкнутый ядерный топливный цикл и повышение эффективности использования ядерного топлива. Важнейшим элементом таких энергетических систем являются жидкометаллические теплоносители (ЖМТ), в первую очередь натрий и эвтектический сплав натрий-калий (Na-K). Их применение обусловлено уникальным сочетанием теплофизических и эксплуатационных свойств: высокой теплопроводностью, низкой вязкостью, малым давлением насыщенного пара при рабочих температурах, широким температурным интервалом существования в жидком состоянии и высокой температурой кипения. Эти свойства позволяют эффективно отводить тепло из активной зоны реактора, обеспечивать компактность оборудования и повышать общую энергетическую эффективность установки. Вместе с тем высокая химическая активность щелочных металлов и их способность интенсивно взаимодействовать с кислородом, влагой и углекислым газом предъявляют повышенные требования к обеспечению химической чистоты теплоносителя.

В процессе эксплуатации в ЖМТ неизбежно происходит накопление примесей различной природы. Источниками загрязнения могут служить смыв поверхностных отложений со стенок оборудования, диффузия из конструкционных материалов, поступление компонентов защитного газа, а также присосы при нарушении герметичности теплообменников «ЖМТ – водный теплоноситель». Среди всех контролируемых примесей кислород занимает особое место. Он присутствует в натрии, калии и их сплавах преимущественно в связанном состоянии в виде оксидов Na_2O и K_2O, а также может образовывать гидроксиды и карбонаты в результате взаимодействия металла с влагой и диоксидом углерода. При избытке кислорода теоретически возможны образования перекисей и надперекисей, однако в условиях избытка расплавленного металла устойчивой формой является именно оксид. Под определением кислорода в щелочных металлах понимают суммарное определение кислорода, входящего в состав оксидов, гидроксидов и карбонатов, с пересчетом на эквивалентное содержание элемента.

Повышенное содержание кислорода в теплоносителе приводит к образованию нерастворимых соединений, способных выпадать в осадок в зонах пониженной температуры, формировать отложения и вызывать закупорку проходных сечений. Кроме того, кислород интенсифицирует коррозионно-эрозионные процессы, снижает ресурс оборудования и может стать причиной аварийных ситуаций. В технологической практике для оперативного контроля широко используется интегральный метод с использованием «пробкового индикатора», основанный на зависимости растворимости кислородсодержащих примесей от температуры. При понижении температуры до заданного контрольного уровня фиксируется изменение расхода теплоносителя через калиброванное сужение, что косвенно отражает концентрацию примесей. Метод экспрессный и удобный

для эксплуатации, однако он не селективен, имеет низкую точность, погрешность метода составляет 50 % и не позволяет установить химическую природу загрязнения. Поэтому при возникновении отклонений требуется лабораторное определение кислорода.

Лабораторный анализ кислорода в натрии и сплавах Na-K представляет собой сложную аналитическую задачу. Основная трудность заключается в необходимости исключения вторичного загрязнения пробы атмосферным кислородом и влагой на всех стадиях – от отбора до проведения измерений. Применяемые методы различаются прежде всего способом пробоподготовки. Классическим подходом является термовакуумная дистилляция, при которой металлический натрий отделяется от кислородсодержащих примесей путем испарения под вакуумом, а остаток переводится в раствор и определяется титриметрически. Метод обеспечивает высокую чувствительность (до 10^{-4} % мас.), однако требует значительных навесок, сложного оборудования и значительного времени анализа. Другим вариантом является амальгамационная экстракция, основанная на способности щелочных металлов образовывать амальгамы с ртутью. Металл переходит в амальгаму, тогда как оксидные примеси остаются в остатке. Несмотря на удовлетворительные пределы определения, метод характеризуется высокой трудоемкостью и необходимостью работы с токсичной ртутью.

Более технологически доступным является метод экстракции галоидными алкилами, чаще всего бутилбромидом. В основе лежит реакция Вюрца: металлический натрий или калий взаимодействует с бромистым бутилом с образованием соответствующего галогенида и углеводорода, тогда как оксиды и другие кислородсодержащие соединения с бутилбромидом не реагируют. Для снижения скорости реакции и обеспечения ее контролируемости процесс проводят в среде гексана и в атмосфере инертного газа. После завершения взаимодействия металла с бутилбромидом в систему вводят воду, в результате чего оксиды переходят в раствор в виде гидроксидов. Таким образом, происходит отделение металлической матрицы от кислородсодержащих примесей и формирование водной фазы, пригодной для последующего аналитического определения.

В рамках разработки лабораторной схемы определения кислорода в сплаве Na-K был выбран вариант бутилбромидной пробоподготовки с последующим карбометрическим определением. После растворения металла в избытке бутилбромида и отделения органической фазы водный раствор, содержащий гидроксиды, подвергается обработке диоксидом углерода. При продувке CO_2 гидроксиды количественно переводятся в гидрокарбонаты. Далее определяется содержание общего неорганического углерода в растворе, и по стехиометрическим соотношениям рассчитывается концентрация щелочи, а затем пересчитывается на содержание кислорода в исходной пробе. Такой подход позволяет существенно повысить чувствительность анализа по сравнению с классическим кислотно-основным титрованием. Экспериментальное сопоставление показало, что при низких концентрациях кислорода титриметрический метод становится менее надежным из-за трудностей фиксации точки эквивалентности, тогда как карбометрический вариант обеспечивает предел определения порядка $5 \cdot 10^{-4}$ % масс. при навесках около 1 г.

Применение бутилбромидной пробоподготовки в сочетании с карбометрическим измерением позволяет объединить относительную простоту аппаратурного оформления с достаточной чувствительностью и воспроизводимостью. При этом особое внимание должно уделяться качеству реагентов, осушке растворителей, чистоте инертного газа и герметичности оборудования. Проведение холостых опытов и строгий контроль условий анализа являются обязательными для обеспечения достоверности результатов.

Таким образом, контроль кислорода в жидкометаллическом теплоносителе Na-K является важнейшей задачей обеспечения надежности и безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах. Лабораторные методы дополняют интегральные экс-

плуатационные системы контроля и позволяют уточнить природу загрязнения теплоносителя. Предложенная схема, основанная на бутилбромидной пробоподготовке и карбометрическом определении, демонстрирует достаточную чувствительность, приемлемую трудоемкость и может быть рекомендована для применения в аналитических лабораториях, сопровождающих эксплуатацию жидкометаллических теплоносителей.

Разработка защитных контейнеров для перевозки и хранения солей реактора ИЖСР с учетом особенностей теплофизических свойств солей

Васильев В.И.[1], Кассиров С.В.[1], Ананьев А.В.[2]

[1] АО «ИЦЯК», Санкт-Петербург
[2] АО «ВНИИНМ», Москва

Ключевые слова: жидкосолевой реактор, защитный контейнер, агрегативная устойчивость, теплоотвод, кристаллизация

Жидкосолевые реакторы (ЖСР) являются перспективным направлением атомной энергетики. В качестве теплоносителя и топлива в ЖСР используются расплавленные соли. Обращение с высокотемпературным солевым топливом на этапах транспортировки и хранения является одной из важных проблем.

Топливная соль в процессе эксплуатации претерпевает ряд технологических этапов: приготовление, загрузку в контейнер, временное технологическое хранение в контейнере, транспортирование, выгрузку в реакторную установку (РУ). При этом топливная соль может находится как расплавленном (жидком), так и в кристаллизованном (твердом) состоянии.

При обосновании и разработки защитных контейнеров для перевозки и хранения солевого топлива исследовательского ЖСР необходимо детально рассмотреть и решить следующие проблемы:

– агрегативную устойчивость и гравитационное осаждение актинидов (в частности, плутония), оценить риск возникновения коллоидных систем в процессе охлаждения при охлаждении и кристаллизации расплава (в условиях отсутствия принудительной циркуляции);

– зависимость теплофизических свойств топливной соли от температуры, включая фазовые переходы;

– неравномерность объемного тепловыделения в закристаллизованном массиве соли.

Указанные факторы накладывают требования на конструктивные особенности защитного контейнера. Организация теплоотвода от топливной соли в окружающую среду. Выбор конструкции (формы) внутренней емкости контейнера, непосредственно контактирующей с солевыми расплавами, с учетом компенсации объемных изменений при кристаллизации и предотвращения недопустимых механических напряжений.

Для подтверждения принятых конструктивных решений планируется выполнить экспериментальные работы по определению агрегативной устойчивости топливной соли и оценке сегрегации компонентов в процессе контролируемой кристаллизации. Также предусмотрено расчетное моделирование гидродинамических (при остывании) и температурных режимов защитного контейнера с использованием компьютерного моделирования для нормальных и аварийных условий эксплуатации (пожар, падение, по-

теря теплоотвода). Результаты исследований позволят верифицировать теплофизические характеристики и обосновать безопасность контейнера.

Представленная работа является актуальной, так как направлена на решение ключевых проблем обращения с высокотемпературным солевым топливом – обеспечения контролируемых температурных режимов при кристаллизации и расплавлении, а также предотвращения недопустимого перераспределения актинидов. Выполнение экспериментальных и расчетных исследований позволит обосновать конструктивные параметры защитного контейнера и является неотъемлемой частью комплексного обоснования его безопасности в нормальных и аварийных условиях эксплуатации.

Экспериментальные исследования высокотемпературных физико-химических процессов в условиях тяжелых аварий на АЭС

Альмяшев В.И.[1,2,3], Шуваева Е.Б.[1,2], Тимчук А.В.[1,2]

[1] ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор
[2] СПбГЭТУ «ЛЭТИ», Санкт-Петербург
[3] НИЦ «Курчатовский Институт» – ПИЯФ – ИХС, Санкт-Петербург

Ключевые слова: тяжелые аварии, кориум, высокотемпературные процессы, физико-химические исследования

Тяжелые аварии с расплавлением активной зоны, произошедшие на АЭС Три-Майл-Айленд, Чернобыльской АЭС и АЭС Фукусима-1, продемонстрировали необходимость экспериментальных исследований высокотемпературных физико-химических процессов, сопровождающих запроектные аварии. Проведение таких исследований сопряжено с необходимостью решения ряда непростых технических проблем и имеют лицензионные ограничения. Тем не менее к настоящему времени накоплен значительный объем экспериментального материала практически по всем аспектам тяжелых аварий и по большинству типов реакторных установок, в том числе и проектируемых. На основании этих данных разработаны численные модели и создана значительная расчетно-экспериментальная база для анализа и прогнозирования сценариев тяжелых аварий. Эти знания лежат в основе материаловедческих, конструкторских и методических решений, обеспечивающих безопасность существующих и, в особенности, проектируемых ядерных энергетических установок в условиях не только проектных, но и запроектных аварий, включая тяжелые аварии. Данный базис позволяет обосновать безопасность использования новых материалов, создавать системы пассивного отвода тепла, рекомбинации водорода, ловушки расплава, а также другие активные и пассивные системы безопасности, без которых сегодня невозможно обойтись при проектировании и строительстве новых АЭС.

В докладе представлено введение в проблематику тяжелых аварий на АЭС. Приведены сведения о методах экспериментального исследования физико-химических процессов, протекающих в условиях тяжелых аварий. Дан обзор проектов, направленных на исследование различных аспектов тяжелых аварий. Представлены примеры исследований и разработки материалов и технологий, позволяющих повысить уровень безопасности АЭС. Очерчены перспективы дальнейшего их совершенствования.

Секция 12.
Гидродинамика и теплообмен в водоохлаждаемых реакторах

Закономерность изменения коэффициентов местного гидравлического сопротивления в смежных отводящих из напорной камеры каналах

Дельнов В.Н., Котов М.А., Мухамадеев Р.И., Патракеева А.И.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: вставка, гидродинамика, закономерность, напорная камера, местное гидравлическое сопротивление, научное открытие, проточная часть, смежные каналы, характер течения, цилиндрический канал, число Рейнольдса, экспериментальное и расчетное исследование

В работе рассмотрено научное открытие АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в области гидродинамики проточной части напорной камеры.

Приведены краткое описание и формула зарегистрированной в виде научного открытия закономерности изменения коэффициентов местного гидравлического сопротивления в смежных отводящих из напорной камеры каналах.

Экспериментальные и расчетные исследования выполнены при определенном диапазоне соотношения размеров напорной камеры плоского типа, турбулентном течении жидкости в напорной камере и идентичном массовом расходе жидкости через нее.

Показана степень влияния условий подвода жидкости из подводящих каналов в напорную камеру на характер течения жидкости в ней при постоянном массовом расходе жидкости через напорную камеру и турбулентном течении жидкости.

Отмеченная закономерность заключается в том, что при изменении параметров набегающего на отводящие из напорной камеры каналы потока отношение потерянного полного давления к скоростному давлению в одном смежном канале уменьшается до постоянного значения в другом канале при увеличении отношения силы инерции и силы вязкости, что обусловлено увеличением отношения углов входа потоков в каналы и отношения массовых расходов потоков жидкости перед ними.

Отношение потерянного полного давления жидкости к скоростному давлению в отводящем канале по физическому смыслу соответствует коэффициенту местного гидравлического сопротивления канала, отношение силы инерции и силы вязкости соответствует числу Рейнольдса.

Результаты работы имеют практическую и научную ценность, отвечают актуальным потребностям атомной отрасли, их использование позволит повысить эффективность и надежность работы реакторов и теплообменников ядерных энергетических установок.

Ретроспективный анализ начальной стадии аварии на АЭС ТРИ МАЙЛ АЙЛЕНД с использованием интегрального кода СОКРАТ

Ахмедов И.С., Томащик Д.Ю.

ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: PWR, TMI, СОКРАТ, тяжелые аварии, численное моделирование

28 марта 1979 года на втором энергоблоке АЭС ТриМайлАйленд (далее TMI2) произошла одна из крупнейших аварий на реакторных установках (РУ) коммерческого назначения, в результате которой произошло плавление около 50 % активной зоны (а. з.) реактора. Реакторы компании «Babcock and Wilcox» типа PWR (PWR – Pressurizer Water Reactor – реактор с водой под давлением), которыми были оснащены энергоблоки АЭС TMI, в основном подобны по конструкции и материалам а. з. отечественным реакторам ВВЭР. Поэтому изучение этой аварии важно для понимания процессов, сопровождающих разрушение и повторный залив а. з. в близких для ВВЭР условиях, и повышения качества прогнозных оценок при моделировании тяжёлых аварий на РУ ВВЭР в рамках анализа безопасности отечественных АЭС.

В России основным инструментом численного анализа тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР является интегральный код СОКРАТ. Ретроспективный анализ аварии на АЭС TMI2 с применением кода СОКРАТ позволяет проверить возможности моделирования реальных тяжёлых аварий на реакторах типа PWR в полной постановке задачи от исходного события до охлаждения расплава, включая важнейшую стадию повторного залива водой частично разрушенной а. з.

С другой стороны, использование кода СОКРАТ позволяет выполнить независимую проверку представлений о развитии аварии, сформировавшихся за рубежом к середине 1990-х годов, и с тех пор открыто не обсуждавшихся. Представляет интерес восстановление причинно-следственных связей между измеренными параметрами энергоблока и наиболее важными сигналами, зафиксированными во время аварии в оперативном журнале.

В данной работе представлены результаты первого этапа работы, посвященного моделированию начальной стадии аварии.

На основе информации, представленной в открытых источниках, для кода СОКРАТ была разработана расчетная схема энергоблока TMI2, которая предполагает подробное моделирование корпуса реактора и первого контура. Схема второго контура менее детализирована и представлена парогенераторами (ПГ), паровыми коллекторами и подводами питательной и аварийной питательной воды. Системы безопасности и нормальной эксплуатации моделировались граничными условиями с параметрами, осредненными за интервал времени.

Моделирование начинается с воспроизведения состояния энергоблока перед исходным событием аварии. Расчеты по коду СОКРАТ показали, что использование данных о состоянии РУ перед исходным событием, представленных в открытых источниках, не позволяет воспроизвести начальную фазу аварии (первые 2 минуты). Это даёт основания предполагать, что на момент исходного события энергоблок не находился в стационарном состоянии. Заключения в отчете позволили подтвердить данное предположение – к моменту исходного события уже имела место утечка теплоносителя из I контура через импульсное предохранительное устройство компенсатора давления (ИПУ КД), расход которой превышал пределы нормальной эксплуатации. Отметим, что ввиду нестационарной работы энергоблока до исходного события и разной скважности опубликованных показаний различных датчиков измеренные временные зависимости параметров РУ не всегда могут быть корректно синхронизированы.

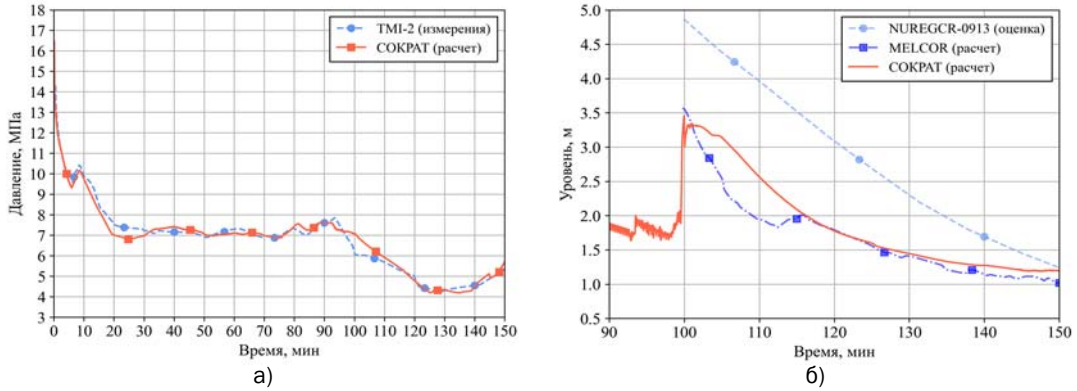
Исходным событием аварии считается отключение конденсатных и питательных насосов II контура, что вызвало отключение турбогенератора. Считается, что далее произошла непосадка ИПУ КД после первого открытия, а задвижки на линии подачи аварийной питательной воды в ПГ находились в закрытом положении, хотя при работе РУ на мощности они должны быть нормально открыты. Эти и другие свидетельства об аварии были использованы в качестве исходных данных в расчетах по СОКРАТ. С учетом большой неопределенности и недостаточной согласованности объективных данных о состоянии энергоблока дополнительно были приняты следующие допущения:

– для описания начальной стадии аварии масса котловой воды в ПГ на момент исходного события была уменьшена;

– для воспроизведения измерений уровня воды в КД и объяснения более длительной работы главного циркуляционного насоса (ГЦН) петли А было введено предположение о протечке арматуры на линии подачи воды от холодной нитки в КД.

Принятые предположения позволили корректно воспроизвести феноменологию начальной стадии аварии и хронологию событий, включая открытие ИПУ КД, срабатывание аварийной защиты, формирование сигнала на закрытие ИПУ КД. Полученные расчетные зависимости определяющих параметров РУ близки к измеренным во время аварии величинам (давление I контура, температура и расход теплоносителя I контура, уровень воды в КД, давление пара и уровень котловой воды в ПГ). Рассчитанное изменение во времени потери массы теплоносителя через ИПУ КД на начальной стадии аварии близко к оценке, полученной зарубежными экспертами. Моделирование по коду СОКРАТ подтверждает, что сигналы о вибрациях на ГЦН (~15 минута аварии) и об отклонении показаний датчика нейтронного потока от ожидаемой кривой спада (~20 минута аварии) могли быть вызваны наличием пара в холодных нитках РУ и опускном участке реактора. Дальнейшее увеличение паросодержания в I контуре привело к отключению ГЦН сначала на петле Б (~74 минута), и позже и на петле А (~100 минута). Прекращение циркуляции в I контуре вызвало резкое ухудшение теплоотвода во II контур и осушение а.з. Расчет показывает, что последующее снижение уровня в а. з. и давления I контура из-за уменьшения парообразования (см. рис.) привело к перегреву верхней части оболочек твэлов, их раздутию и разрыву на 135 минуте аварии. Отметим, что в оперативном журнале аварии на 134–135 минуте зарегистрирован ряд сигналов, свидетельствующих о наличии активности в помещениях здания реактора. Это является признаком разрыва оболочек твэлов. Начало плавления элементов а. з. получено в расчёте по коду СОКРАТ на 145 минуте от исходного события, что также согласуется с опубликованными оценками.

Таким образом, введённые предположения о состоянии ПГ и неполного закрытия арматуры на линии подачи воды в КД позволили корректно воспроизвести имеющиеся объективные данные об аварии в первые 145 минут после исходного события.



а) б)

Давление I контура (а) и уровень воды в а. з. (б)

Применение «Виртуальной АЭС» для анализа течей за пределами защитной оболочки

Ахмедов Э.Г.[1], Анищенко А.М.[1], Гаврилов М.В.[1,2], Ивков М.И.[1,2], Молоскин А.Е.[1,2]

[1] АО «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург
[2] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого», Санкт-Петербург

Ключевые слова: виртуальная АЭС, SimInTech, LOCA, расхолаживание РУ, система отвода остаточного тепла, система аварийного впрыска низкого давления, течь теплоносителя

Согласно требованиям заказчика, при проектировании АЭС с ВВЭР-1200, требуется учет влияния внешних и внутренних воздействий на безопасность блока. В рамках работ по учету этих воздействий, в числе прочего, выполняются прочностные расчеты зданий АЭС в случаях аварий с разрывами трубопровода. Исходными данными для таких расчетов служат данные по выходу массы и энергии в течь.

Одним из аварийных сценариев является разрыв трубопровода системы аварийного впрыска низкого давления (JNG1) во время планового расхолаживания совместно с системой отвода остаточного тепла (JNA), происходящий за пределами защитной оболочки.

Поскольку трубопроводы систем JNA и JNG1 при расхолаживании находятся при высоких параметрах (выше 93 °С и 1,9 МПа) непродолжительное время, они отнесены к умеренноэнергетическим трубопроводам. Для таких трубопроводов не рассматриваются разрывы полным сечением, но рассматриваются сквозные трещины. Для случая трубопровода DN600 размер сквозной трещины составляет 1818 мм², что соответствует эквивалентному диаметру течи 48 мм.

Расчет данной аварии выполнен с применением ПрЭВМ «Виртуальная АЭС» на конфигурации виртуального энергоблока по проекту АЭС-2006, который включает в себя следующие модели:

– модель первого контура (реактор, главный циркуляционный контур, главные циркуляционные насосные агрегаты, компенсатор давления, парогенераторы);

– модель второго контура и паротурбинной установки (система свежего пара LBA, система байпаса турбины MAN);

– модель вспомогательных систем (система подпитки и борного регулирования KBA, система очистки теплоносителя первого контура KBE, система хранения теплоносителя KBB, система подачи чистого конденсата KBC, система хранения борированной воды JNK);

– модель систем безопасности (система отвода остаточного тепла JNA, система аварийного впрыска низкого давления JNG1);

– модель алгоритмов систем контроля и управления, включая системы нормальной эксплуатации и системы безопасности.

Расчетные коды, используемые в рамках применения ПрЭВМ «Виртуальная АЭС»:

– ПрЭВМ КОРСАР;

– ПрЭВМ КОРТЕС;

– ПрЭВМ ТРР;

– ПрЭВМ SimInTech.

Исходное состояние модели виртуального энергоблока получено с помощью ряда предварительных расчетов, целью которых было имитировать выход РУ с номинального режима в состояние «Холодное», с соблюдением всех промежуточных состояний, согласно инструкции по эксплуатации РУ. В плановом расхолаживании участвуют второй и четвертый каналы систем JNA и JNG1. Скорость расхолаживания составляет 30 °С/ч.

В самый начальный момент процесса расхолаживания системами JNA и JNG1, происходит разрыв эквивалентным диаметром 48 мм трубопровода JNG1 на линии всасывания, который приводит к истечению теплоносителя первого контура. Начальное значение расхода в контур – приблизительно 75 кг/с.

Сразу после начала разрыва наблюдается резкое снижение давления первого контура и уровня теплоносителя в КД. Насос KBA51AP001 системы подпитки и борного регулирования реагирует на снижение уровня в КД увеличением расхода до максимального значения 4,2 кг/с в попытке компенсировать течь теплоносителя.

По достижении давления на выходе из активной зоны менее 1,47 МПа (абс.), происходит отключение ГЦНА на петлях 2 и 4 по технологической защите через 36,2 с после начала разрыва. Сигнал аварийной защиты от функции безопасности «Уменьшение расхода теплоносителя первого контура» при этом не срабатывает, поскольку температура в ГЦТ ниже 150 °С.

По достижении давления на напоре насосов системы JNG1 менее 2,0 МПа (абс.), они отключаются по технологической защите. Насос JNG20AP001 отключается первым через 114,3 с после начала течи, т. к. разрыв происходит на втором канале. Насос JNG40AP001 отключается через 136,5 с после начала течи.

После отключения насосов давление в первом контуре продолжает снижаться, и к моменту времени 691,7 с после начала разрыва генерируется сигнал «запас до температуры насыщения в активной зоне менее 8 °С» и срабатывает функция безопасности, которая формирует сигнал АЗ. Вместе с этим событием срабатывают функции безопасности по запуску впрыска низкого давления, локализации герметичной оболочки, закрытию линии вывода KBA и отключение систем нормальной эксплуатации от систем безопасности.

В момент времени 693,2 с после начала разрыва включаются все четыре насоса системы JNG1 – за счет срабатывания функции безопасности «Запуск впрыска низкого давления».

В расчете предусмотрено, что при срабатывании функции «Отключение систем НЭ от СБ» отключаются насосы системы подпитки и борного регулирования, поскольку дальнейшей подачи теплоносителя от системы KBA в первый контур не будет.

В рамках срабатывания функций безопасности «Запуск впрыска низкого давления» и «Локализация герметичной оболочки» закрывается арматура JNA20(40)AA802(803) на линии подачи из первого контура и открывается арматура JNG20(40)AA801 на линии подачи из бака-приямка для работы систем JNA и JNG1 в режиме компенсации течи.

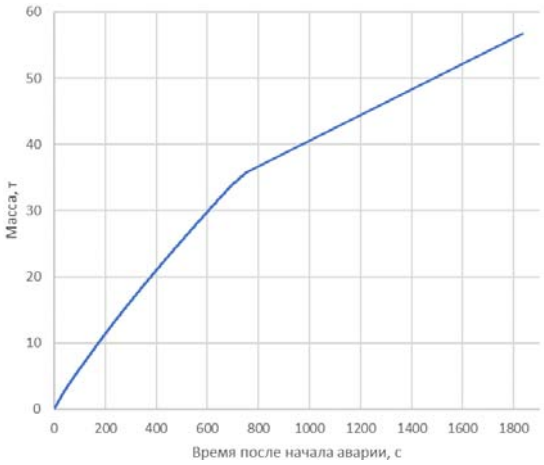


Рис. 1. Выход массы в течь

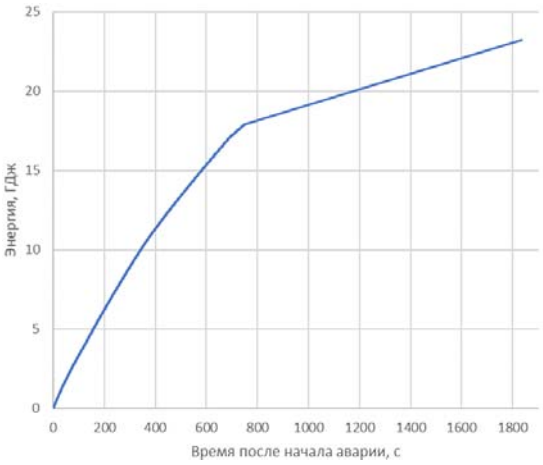


Рис. 2. Выход энергии в течь

После переключения всасывающей линии на бак-приямок начинается истечение холодной воды из бака-приямка в течь с постоянным расходом 19,4 кг/с. Время на бездействие оператора после первого сигнала от систем безопасности (в данном случае это отключение ГЦНА через 36,2 с после начала аварии) в расчете принято равным 1800 с. Конечное время расчета после аварии составляет 1836,2 с. Выход массы в течь составил 56,2 т (рисунок 1), выход энергии – 23,2 ГДж (рисунок 2).

Последующий результат расчета параметров в помещении показал, что давление в здании безопасности достигает 124,5 кПа (абс.), температура – 60 °С. Анализ прочности строительных конструкций показал, что при таких параметрах несущая способность обеспечивается.

Расчетно-экспериментальное обоснование работоспособности теплообменников СПОТ ПГ и СПОТ ЗО

Ивков М.И.[1,2], Анищенко А.М.[1], Ахмедов Э.Г.[1], Гаврилов М.В.[1,2], Ларин А.В.[3], Молоскин А.Е.[1,2]

[1] АО «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург
[2] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого», Санкт-Петербург
[3] НПО по исследованию и проектированию энергетического оборудования им. И.И. Ползунова, Санкт-Петербург

Ключевые слова: СПОТ ПГ, СПОТ ЗО, теплообмен, конденсация, расчетно-экспериментальное обоснование, компьютерное моделирование, цифровой двойник, экспериментальная установка

В составе систем пассивного отвода тепла (СПОТ) для энергоблоков с ВВЭР-1200 ключевыми элементами являются теплообменники, обеспечивающие отвод остаточных энерговыделений в запроектных авариях. Настоящая работа обобщает результаты комплекса расчетно-экспериментальных исследований, выполненных на стендовой базе АО «НПО ЦКТИ» (стенд КС10606). Целью являлось подтверждение проектных мощностных характеристик, верификация расчетных подходов для двух типов оборудования: теплообменника СПОТ защитной оболочки (СПОТ ЗО) и теплообменника СПОТ через парогенераторы (СПОТ ПГ). Особое внимание уделено сопоставлению численного моделирования, выполненного с использованием теплогидравлического программного средства (ПС) КОРСАР/ГП, с экспериментальными данными, включая стационарные и динамические режимы.

Экспериментальная база включала полновысотные масштабные модели теплообменников. Для СПОТ ЗО испытания проводились в герметичной камере, имитирующей условия защитной оболочки, с подачей насыщенного пара. Для СПОТ ПГ использовался открытый бак запаса воды, в который помещалась модель теплообменника с конфигурацией трубок, соответствующей натурной геометрии (масштаб по площади теплообмена 1:4).

Расчетное сопровождение выполнялось с использованием ПС КОРСАР/ГП, аттестованном для анализа безопасности ядерных энергетических установок. Для каждой исследуемой системы были разработаны детализированные модели, учитывающие геометрию теплообменных поверхностей, подводящих и отводящих патрубков, а также внутренние объемы (камера для СПОТ ЗО и бак для СПОТ ПГ).

В ходе испытаний модели СПОТ ЗО было реализовано более 15 установившихся режимов с подводимой мощностью до 750 кВт. Сравнение расчетных и экспериментальных данных показало, что максимальное отклонение отводимой тепловой мощности во всей серии экспериментов не превышает 10 %. В процессе верификации расчетной модели выявлена существенная зависимость результатов от способа моделирования перемешивания воздуха во внутреннем объеме камеры. Учет перетечек и комбинаций каналов позволил повысить точность прогноза теплообмена в условиях присутствия неконденсирующихся газов.

Экспериментальный диапазон для СПОТ ПГ охватывал давление пара от 0,2 до 7,1 МПа (абс.), что позволило расширить валидационную базу в область низких давлений. На всех стационарных режимах отклонение расчетной тепловой мощности от экспериментальной составило менее 10 %, при этом результаты расчетов систематически давали несколько заниженные значения мощности по сравнению с экспериментом. Анализ показал, что это связано с принятой в модели схемой разделения объема бака на два канала (обогреваемый и опускной). Такое упрощение приводит к завышению расчетной температуры конденсата и снижению скорости естественной циркуляции. По результатам валидации модель бака была модернизирована, что позволило существенно уменьшить расхождение прогнозных и измеренных температур.

Для СПОТ ПГ исследован динамический режим, характеризующийся снижением уровня воды в баке от верхнего до нижнего коллектора без подпитки. Начальные условия соответствовали длительному расхолаживанию (давление пара около 0,3 МПа (абс.)). Экспериментально подтверждена работоспособность теплообменника вплоть до уровня, близкого к нижнему коллектору (0,65 м). Сравнение расчетных и экспериментальных зависимостей изменения давления и тепловой мощности показало удовлетворительное согласование до уровня 1,2 м, что подтверждает корректность подходов к моделированию частично осушенных режимов.

Проведенные расчетно-экспериментальные исследования подтвердили работоспособность теплообменников СПОТ ЗО и СПОТ ПГ в широком диапазоне режимов. Максимальные отклонения расчетных данных от экспериментальных, полученные с использованием ПС КОРСАР/ГП, находятся в пределах 10 %, что свидетельствует о достаточной точности используемых моделей. Выявленные особенности теплообмена в больших объемах (для СПОТ ПГ) и в парогазовой среде (для СПОТ ЗО) учтены при валидации подходов моделирования. Результаты работы расширяют экспериментальное обоснование систем пассивного отвода тепла, включая режимы низких давлений и частичного осушения, и могут быть использованы для уточнения проектных пределов безопасности АЭС с ВВЭР-1200.

Исследование совместной работы ГЕ 2 ступени и СПОТ ПГ водяного типа для АЭС с реакторами большой мощности

Киреев Р.С., Астафьева В.О., Сидоров В.Г., Кухтевич В.О.

АО «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург

Ключевые слова: оптимизация, гидроёмкости, максимальная проектная авария, РК СОКРАТ

При разработке новых проектов АЭС с ВВЭР актуальной задачей является оптимизация работы пассивных систем безопасности. Проектирование новых блоков ведется на основании технологических решений, уже примененных в таких проектах, как НВАЭС-2 и ЛАЭС-2.

Одной из пассивных систем безопасности является система пассивного отвода тепла через парогенераторы – СПОТ ПГ. В СПОТ ПГ тепло от первого контура реакторной установки отводится за пределы герметичной оболочки через парогенераторы посредством конденсации теплоносителя второго контура в специальных теплообменниках. При этом, из-за отличающихся подходов к техническим решениям систем безопасности, в различных проектах реализован отвод тепла в атмосферу или к кипящей воде в баках аварийного отвода тепла, или к атмосферному воздуху.

Для проекта НВАЭС-2 применяется система гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2) и «воздушный» СПОТ ПГ. Их совместная работа позволяет увеличить период до перехода запроектной аварии в тяжелую стадию для всего спектра течей 1-го контура для АЭС с ВВЭР большой мощности и, тем самым, увеличить время на восстановление систем безопасности.

В настоящее время для варианта проекта АЭС с ВВЭР большой мощности, рассматривается возможность использования совместной работы гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2) с водяным СПОТ ПГ. При переходе от «воздушных» СПОТ ПГ к «водяным» необходимо обеспечить согласование свойств систем безопасности, так как СПОТ «водяного» и «воздушного» типов имеют отличающиеся мощностные характеристики. Таким образом задача оптимизации работы систем безопасности в сочетании «водяного» СПОТ и гидроемкостей второй ступени является актуальной.

Для расчетного исследования был выбран базовый проект ЛАЭС-2, дополненный системой ГЕ-2. Определяющей аварией для выбора гидравлической характеристики системы ГЕ-2 является максимальная проектная авария – двухсторонний разрыв главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) в сочетании с отказом активной части системы аварийного охлаждения активной зоны. Расчёты аварийных сценариев проводились при помощи расчётных кодов СОКРАТ/В3 и КУПОЛМ во взаимосвязанной постановке. Гидравлическая модель ГЕ-2 была верифицирована по результатам экспериментов, проведённых в АО «ГНЦ РФ − ФЭИ».

Результаты предварительных расчётов показывали, что при использовании гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2) с водяным СПОТ ПГ, параметром, влияющим на мощность теплоотвода от активной зоны, является давление под защитной оболочкой. Давление в ЗО зависит от интенсивности выброса массы и энергии в разрыв ГЦТ, а также от работы СПОТ ПГ, СПОТ ЗО и спринклерной системы.

Выполненные оптимизационные расчёты показали, что для согласованности исследуемых характеристик ГЕ-2 и «водяного» СПОТ ПГ оптимально поддерживать давление в контейнменте в течение первых 24 часов не менее 2 атм. Для этой цели необходимо исключить из проекта СПОТ ЗО и ввести управление работой спринклерной системы.

Исходя из существующих запасов по величине расходной характеристики системы ГЕ-2, предлагаются направления решений по оптимизации – сокращение массы теплоносителя ГЕ-2 при выполнении всех требований по приёмочным критериям. Также следует отметить, что на результаты оптимизации также повлияет объем контейнмента – при уменьшении свободного объема контейнмента, «водяной» СПОТ ПГ будет работать эффективнее.

Расчет накопления газов в парогазовой области пространства под крышкой реактора в состоянии РУ «останов для ремонта»

Авдеенков А.В., Верховская А.О., Карнаухов В.Е., Седов М.К., Седов О.С.

АО «ВНИИАЭС», Москва

При останове реактора РУ типа ВВЭР остаточное гамма-излучение топлива является источником все ещё достаточно интенсивного радиолиза теплоносителя. Образующиеся при радиолизе газы находятся в растворенном состоянии, однако при дренировании 1 контура в режиме эксплуатации «останов для ремонта» и возникновении в нем газовых полостей, в частности под крышкой реактора, они способны переходить в газовую фазу в результате массообменных процессов на поверхности воды и интенсивно накапливаться в этих полостях. При накоплении водорода в газовой полости с определённым содержанием кислорода, могут возникать аварийные ситуации, связанные с воспламенением паро-водородо-воздушной смеси и возможным повреждением оборудования, что, например, было зафиксировано при эксплуатации энергоблоков № 1 и № 3 Калининской АЭС. Такого рода нарушения нормальной эксплуатации требуют более глубокого расчетного обоснования водородной взрывозащиты, сопровождаемой рекомендациям по проведению необходимых мероприятий.

Для обоснования водородной взрывозащиты в указанных условиях единственно возможным методом является расчетное моделирование соответствующих процессов с получением динамики изменения содержания водорода в газовых полостях, что в дальнейшем должно послужить обоснованием для вида и частоты проведения организационных мер по обеспечению удалению водорода из контура, таких, как дегазация теплоносителя или продувка газовых полостей азотом.

На сегодняшний день основным аттестованным расчетным инструментом, используемым для анализа образования и распространения водорода и других газов в оборудовании 1 контура РУ является аттестованное ПС МОРАВА-Н2. Недостаткам данного ПС в части моделирования физико-химических процессов является то, что массообменные процессы моделируются на основе простой модели в приближении диффузионно-пограничного слоя, что может привести к существенным ошибкам в оценке скорости выхода газов. Поэтому для более корректного расчетного моделирования накопления водорода необходимым является использование более продвинутой математической модели процессов межфазного массопереноса газов.

Анализ литературных источников показывает, что основным фактором, влияющим на скорость перехода газов между фазами, является турбулентные характеристики, реализующиеся в объеме жидкости. Сложность экспериментальной и аналитической оценки подобных параметров определяет довольно большой разброс в экспериментальных данных и в видах разработанных моделей массообмена, что серьезно затрудняет их выбор и использование для расчетного моделирования. Поэтому для обос-

нования числовых значений характеристик турбулентного движения теплоносителя в условиях 1 контура РУ необходимо выполнить CFD-моделирование соответствующего оборудования с учетом условий эксплуатации.

В настоящей работе проведен анализ и валидация опубликованных моделей межфазного массообмена газов, разработана уточненная регрессионная модель, проведен анализ неопределенности и получена оценка стандартной ошибки модели. Выполнено CFD-моделирование верхней части реактора ВВЭР-1000 для модельной задачи нахождения РУ в состоянии «останов для ремонта» с целью определения турбулентных характеристик водного теплоносителя. По результатам моделирования выполнен расчетный анализ динамики выхода и накопления водорода под крышкой реактора, оценено время достижения опасного уровня концентрации.

Применение нейронной сети для моделирования поступления радиолитического водорода в оборудование первого контура реактора типа ВВЭР во время ППР

Воробьева С.Ю., Иванов С.О.

АО «ВНИИАЭС», Москва
ФГБОУ ВО «НИУ «МЭИ», Москва

Ключевые слова: реактор, радиолиз, водород, опасная смесь, нейронная сеть, коэффициент массоотдачи, CFD

При эксплуатации атомных электростанций следует уделять особое внимание безопасности. Опыт эксплуатации реакторных установок (РУ) типа ВВЭР показал, что в оборудовании первого контура могут образовываться взрывоопасные водородно-кислородные смеси. На АЭС с РУ ВВЭР-1000 было зафиксировано три случая детонации опасной смеси. Главным фактором появления водорода в реакторных установках типа ВВЭР является радиолиз теплоносителя – разложение химических соединений под действием ионизирующего излучения, исходящего из реактора. Образующиеся при радиолизе теплоносителя газы находятся в растворенном состоянии и при определенных условиях могут скапливаться в газовых объемах.

Как видно из вышеперечисленного, проблема радиолиза очень важна, а так как накопление радиолитического водорода в местах с необходимой концентрацией кислорода может привести к воспламенению или детонации, необходимо изучать выделение и транспорт водорода в реакторной установке. В настоящее время для рассмотрения этих и других процессов, происходящих в РУ, используют коды с трехмерным приближением – коды вычислительной гидрогазодинамики (CFD).

Проблема рассматривается на примере энергоблока РУ ВВЭР-1000. Рассматривался стояночный режим, в ходе которого в оборудовании первого контура образуется уровень. Из анализа предыдущих расчетов было выявлено, что доминирующим процессом в объемах оборудования первого контура является естественная конвекция, в результате которой поступающий с поверхности теплоносителя водород достаточно равномерно распределяется в объеме.

Для продолжительных расчетов с использованием параметров (температуры, давления и т. п.), определяемых регламентом процедур планово-предупредительных ремонтов на АЭС, необходима модель сложной зависимости коэффициента массоотдачи,

определяющего значение расхода водорода с поверхности теплоносителя для дальнейших расчетов в парогазовой области, от динамики граничных условий, которая позволит сократить затрачиваемые на расчет временные и мощностные ресурсы. Инструментом для создания такой модели может послужить нейронная сеть. Для возможности дальнейшего объединения CFD с одномерным кодом, необходимым для экономии вышеуказанных ресурсов, основной задачей исследования стало создание метамодели коэффициента массоотдачи на основе нейронной сети при различных комбинациях температур граничных условий.

Задача рассматривается на примере компенсатора давления и холодного коллектора парогенератора. При меняющихся в соответствии с экспертными оценками для режима ППР граничных условиях – температурах стенок, на выходе из активной зоны и у поверхности теплоносителя, рассчитывается коэффициент массоотдачи. Расчеты проводились с использованием кодов вычислительной гидродинамики (CFD) – Star CCM+, Ansys CFX.

По итогам расчетов для компенсатора давления сделан вывод, что, в силу большого объема расчетной области и сильных конвективных вихрей, изменение граничных условий мало влияет на турбулентные параметры в верхней части объема, из чего следует, что значение удельного коэффициента массоотдачи остается примерно постоянным и равным порядка $4{,}25 \cdot 10^{-4}$ кг/м^{2}с. На основе выявленной особенности был сделан вывод о несостоятельности обучения нейронной сети для данной задачи.

По итогам расчетов для холодного коллектора парогенератора сформирована база данных из 93 расчетов. При визуализации было выявлено разделение множества точек на две области по значению коэффициента массоотдачи, что наиболее вероятно связано со значением турбулентного числа Рейнольдса, граничное значение которого составило порядка 880. После формирования базы данных было проведено обучение нейронной сети, в результате которого подобраны оптимальные параметры и достигнута точность 6 %.

Влияние степени гетерогенности топлива ТВС ИРТ-3М на теплогидравлические характеристики

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

Томский политехнический университет, Томск

Ключевые слова: исследовательский реактор ИРТ-Т, ТВС ИРТ-3М, гетерогенная структура, энерговыделение, MCU-PTR, CFD-моделирование, SolidWorks

Исследовательские ядерные реакторы (ИРТТ, ИР8, СМ3) характеризуются компактной активной зоной и наличием эффективного бериллиевого отражателя, обеспечивающего высокую плотность нейтронов в экспериментальных каналах. Эксплуатация данных реакторов осуществляется в режиме частичных перегрузок топлива, что обусловливает формирование локальных участков с повышенной неравномерностью распределения энерговыделения.

Реактор ИРТТ представляет собой среднепоточный исследовательский реактор тепловой мощностью 6 МВт. Его активная зона сформирована из 20 тепловыделяющих сборок типа ИРТ3М трубчатой конструкции. Гетерогенная структура активной зоны, высокие плотности теплового потока с поверхности твэлов и неравномерность энерго-

выделения, присущие исследовательским реакторам, обусловливают необходимость проведения нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов для каждой новой загрузки.

Расчетное сопровождение эксплуатации реактора ИРТТ выполняется с использованием прецизионного кода MCUPTR, реализующего метод Монте-Карло. В базовой версии расчетной модели топливная часть ТВС представлена в виде шести аксиальных слоев, что достаточно для учета изменения нуклидного состава по высоте, однако не позволяет получить информацию об азимутальном и потвэльном распределении энерговыделения. Вместе с тем результаты расчетов свидетельствуют, что при частичных перегрузках мощность отдельных ТВС может превышать среднее по активной зоне значение более чем на 40 %, что неизбежно сопровождается формированием значительных градиентов энерговыделения внутри сборки, особенно вблизи отражателя и органов регулирования. Следовательно, использование модели без азимутального разбиения не обеспечивает учета локальных пиков энерговыделения, что ограничивает возможность применения данного подхода для анализа предельных режимов эксплуатации реактора ИРТ-Т и оптимизации профилирования активной зоны.

В связи с этим в расчетной модели ТВС выполнено увеличение количества регистрационных зон, позволяющее корректно воспроизвести градиенты нейтронного потока вблизи отражателя и органов регулирования и получить детализированное трехмерное распределение энерговыделения по объему топлива. На основе полученных данных в программном комплексе SolidWorks Flow Simulation разработана трехмерная геометрическая модель ТВС, воспроизводящая реальную конструкцию твэлов с учетом скруглений, межтрубных зазоров и центрального вытеснителя.

В работе представлены результаты количественной оценки влияния степени детализации гетерогенной структуры топлива ТВС ИРТ3М на температурные поля твэлов, распределение плотности теплового потока и запасы до начала поверхностного кипения. Полученные результаты позволяют уточнить допустимые уровни мощности и обосновать безопасность эксплуатации реактора ИРТТ при различных вариантах компоновки активной зоны.

Расчетный анализ способов определения эффективности турбулентного перемешивания в пучках стержней

Струнников А.И., Вертиков Е.А., Олексюк Д.А., Овсянников Д.Е.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: субканальный метод, пучки стержней, турбулентное перемешивание, однофазный теплоноситель, валидация

Субканальные (поячейковые) программы являются основным инструментом для обоснования теплотехнической надежности активных зон водоохлаждаемых ядерных реакторов в стационарных условиях эксплуатации. Одним из ключевых замыкающих соотношений в таких программах является методика расчета поперечных турбулентных перетоков. Интенсивность турбулентного взаимообмена между подканалами оказывает значительное влияние на распределение локальных параметров теплоносителя в пределах ТВС и как следствие на величину локального критического теплового потока.

Определение эффективности турбулентного перемешивания выполняется путем расчетного анализа результатов экспериментального измерения температурного поля на выходе из обогреваемого участка модели ТВС. Соответствующий анализ может заключаться в проведении серии теплогидравлических расчетов по субканальной программе с варьированием эмпирических коэффициентов, входящих в выбранную зависимость для вычисления поперечного турбулентного перетока. Результатом вариантных расчетов является зависимость среднеквадратичного отклонения расчетных результатов и экспериментальных данных от эмпирического коэффициента, характеризующего эффективность турбулентного перемешивания. Минимум рассматриваемой зависимости и будет соответствовать оптимальному значению искомого эмпирического коэффициента.

Таким образом, целью настоящей работы является оценка чувствительности оптимального значения эффективности турбулентного перемешивания к следующим составляющим:

– способу вычисления отклонений (локальный, усреднение по орбитам, коэффициент неравномерности температурного поля);

– единицам измерения отклонений (абсолютные, относительные);

– отсутствию измерений в некоторых из подканалов экспериментальных моделей, либо возможной некорректности показаний отдельных термопар.

В работе использована программа SC-INT, разработанная в НИЦ «Курчатовский институт» и аттестованная в Ростехнадзоре для проведения теплогидравлических расчетов ТВС ВВЭР, в том числе и с установленными решетками-интенсификаторами тепломассообмена. Для проведения расчетного исследования была выбрана экспериментальная модель СЕ-74, представляющая собой пучок стержней в квадратной упаковке 5×5. Данные модели были выбраны по причине измерения в них температуры теплоносителя на выходе каждого из 36 подканалов. В данном случае при обработке соответствующих экспериментальных данных возможно не учитывать показания случайным образом выбранных термопар и таким образом моделировать их отсутствие в целом или выход из строя в процессе проведения эксперимента. При обработке каждого набора данных, полученного без учета случайно выбранных термопар, используются вышеперечисленные способы вычисления отклонений в различных единицах измерения.

Результаты выполненного расчетного анализа могут быть использованы для:

– оценки минимально необходимого количества термопар на этапе планирования экспериментальных исследований многостержневых моделей ТВС;

– оценки неопределенности эффективности турбулентного перемешивания, используемой для проведения проектных и научно-исследовательских субканальных теплогидравлических расчетов ТВС ВВЭР.

Расчетный анализ экспериментов по изучению гидродинамических воздействий на оборудование РУ ВВЭР при разрывах трубопроводов

Баисов А.М.[1,2], Посысаев Д.А.[1], Папутин Н.Н.[2]

[1] АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск
[2] НИЯУ «МИФИ», Москва

Ключевые слова: гидродинамические воздействия, разрыв трубопроводов, критическое истечение, внутрикорпусные устройства, экспериментальные стенды

Среди большого перечня процессов и явлений, которые анализируются при проектировании ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с водо-водяными реакторами под давлением, отдельно выделяются расчетные обоснования, подтверждающие способность внутрикорпусных устройств (ВКУ) и тепловыделяющих сборок (ТВС) выдерживать различные виды статических и динамических нагрузок при нарушениях нормальной эксплуатации (ННЭ) и проектных авариях (ПА). В качестве исходных данных для расчетов прочности выполняются теплогидравлические расчеты с различным спектром разрывов трубопроводов первого контура, приводящие к формированию распространяющейся волны разрежения-сжатия в теплоносителе, которая является причиной значительных гидродинамических нагрузок на ВКУ и ТВС.

В докладе представлен результат выполненного обзора доступных источников, на основе которых сформирована матрица верификации и валидации, объединяющая экспериментальные исследования изменения поля давления в моделях корпусов водо-водяных реакторных установок (РУ).

Изложена расчетная методика определения нестационарного трехмерного поля давления, плотности и скоростей теплоносителя внутри корпуса РУ, разработанная на основе принятых допущений для формирования в декартовой системе координат для уравнений движения, неразрывности, энергии и состояния:

– теплоноситель находится в гомогенном термодинамически равновесном состоянии;

– элементы конструкции первого контура реактора абсолютно жесткие;

– ход пружин и движение ТВС не отражаются в описании потока теплоносителя;

– коэффициенты гидравлических сопротивлений постоянны.

Дискретный аналог системы дифференциальных уравнений решается методом переменных направлений с использованием для каждого направления алгоритма трехдиагональной матрицы.

Представлены результаты сопоставления численных значений расчетного моделирования немецкого стенда HDR, представляющего собой полноценный корпус РУ с упрощенными моделями ВКУ, с экспериментальными измерениями давлений в различных точках конструкций.

Современные подходы к экспериментальному исследованию критического истечения пароводяного потока

Грицай А.С., Девяткин М.В., Павлов А.В.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: критическое истечение, вскипающий теплоноситель, опытные данные, теплогидравлический стенд, верификация, валидация

Интерес к изучению критического истечения (КИ) теплоносителя обуславливается его широким использованием в авиа- и ракетостроении, целом ряде систем и оборудования объектов использования ядерной энергии, причём как в условиях нормальной эксплуатации, так и аварийных режимах. Анализ аварийных ситуаций на атомных электростанциях, связанных с разрывами трубопроводов, является важной составной частью комплекса мероприятий по обеспечению безопасности АЭС. Моделирование и анализ аварийных режимов предполагает сценарий мгновенного разрыва трубопровода полным сечением (гильотинный разрыв). Истечение теплоносителя при такой аварии может привести к серьезным повреждениям не только активной зоны, но и защитной оболочки реактора, соседних трубопроводов, вызвать мощное силовое воздействие на монтажные и строительные элементы, привести к нарушению тепловой изоляции. Основным фактором, определяющим характер истечения при разрыве высокоэнергетического трубопровода, является расход теплоносителя через течь. При большом перепаде давления в трубопроводе и в объёме истечения имеет место КИ, расход в этом случае напрямую зависит от диаметра течи и теплофизических параметров теплоносителя.

Расходы через течь сильно влияют на безопасность энергетических установок, так как именно они определяют скорость падения давления в системе и темп потери теплоносителя. Нужно понимать, что реальная авария будет сопровождаться резким падением давления в системе, вскипанием теплоносителя, практически на всем протяжении аварии будет истекать пароводяная смесь, содержание пара в которой будет меняться от 0 до 1.

В настоящее время в свободном доступе имеется достаточно большой объём монографий и статей, посвященных экспериментальному определению критического истечения теплоносителя через цилиндрические и, в меньшей мере, щелевые каналы различной геометрии. Однако анализ выполненных работ указывает на то, что объём расчётно-экспериментального моделирования в данной области недостаточно представителен и не охватывает весь диапазон режимных параметров АЭС с ВВЭР, что говорит нам о необходимости проведения дополнительных исследований, так как недостаточное их количество ставит под сомнения обоснование безопасности АЭС, а также достоверность расчётных кодов, так как согласно действующим нормативным документам Ростехнадзора, коды, используемые при обосновании безопасности АЭС, должны быть валидированы, верифицированы и аттестованы.

В связи с вышеизложенным, для получения экспериментальных данных по истечению одно- и двухфазного, в том числе и вскипающего, теплоносителя в широком диапазоне режимных параметров, в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» была создана экспериментальная установка (ЭУ) «Д-1».

В работе проанализированы ранее выполненные экспериментальные исследования по данной тематике, приведено как описание созданной в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» экспериментальной установки, так и полученные на ней результаты по экспериментальному моделированию истечения вскипающего теплоносителя через короткие каналы различный диаметров в атмосферу в диапазоне давлений до 15 МПа и температур до 300 °С.

Получены значения расходов истечения, исследовано влияние температуры недогрева на параметры течи, выполнено исследование эволюции струи истечения, выполнено сравнение результатов экспериментов с результатами расчетов при использовании РК КОРСАР.

Исследование влияния необогреваемой поверхности на критический тепловой поток в тепловыделяющих сборках реакторов типа ВВЭР

Овсянников Д.Е., Олексюк Д.А., Вертиков Е.А., Зубков А.Г.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: ВВЭР, критический тепловой поток, необогреваемая поверхность, направляющий канал, экспериментальные модели ТВС, поправка на необогреваемую поверхность

Кризис теплоотдачи является наиболее опасным явлением с точки зрения целостности оболочек твэлов реактора типа ВВЭР. Величина критического теплового потока (КТП, q_{cr}) определяется локальными параметрами теплоносителя (энтальпия, массовая скорость, давление). При субканальном моделировании локальные параметры усредняются в пределах элементарного расчетного объема, тогда как само явление кризиса имеет меньший масштаб и зависит от паросодержания в пристенной области. Необогреваемые поверхности в активной зоне реактора, которыми являются направляющие каналы (НК) и инструментальный канал, формируют в подканалах около них сложный профиль распределения энтальпии: «холодная» зона у НК и «горячая» зона у твэла, что может приводить к наступлению кризиса с тепловым потоком ниже расчетного. Цель исследования – экспериментальная оценка снижения КТП и учет влияния необогреваемой поверхности в расчетной программе.

Экспериментальные исследования КТП в пучках стержней выполнены на теплофизическом стенде КС НИЦ «Курчатовский институт». Сравнивались две модели тепловыделяющих сборок (ТВС) реактора ВВЭР-1200: 19-стержневой обогреваемый пучок (регулярная решетка) и 18-стержневой пучок с имитатором НК в центре. Отобраны пары режимов с идентичными режимными параметрами: температурой на входе, массовой скоростью и давлением на выходе.

Прямое сравнение экспериментально зафиксированного КТП показало, что в среднем по 162 режимам КТП в сборке с имитатором НК ниже, чем в регулярной сборке. Было выявлено, что КТП снижается сильнее на режимах с высокой температурой входа теплоносителя. Расчетным путем установлено, что локальная массовая скорость в месте кризиса для пучка с НК составляет в среднем 0,8–0,9 отн. ед. от аналогичной величины в регулярном пучке, тогда как локальная относительная энтальпия незначительно увеличивается ($\Delta x \sim 0{,}01$ отн. ед.).

Расчет КТП по аттестованной в Ростехнадзоре РФ программе для субканального расчета SC-INT с использованием корреляции ОКБ «ГИДРОПРЕСС» (Безрукова Ю.А.) для 19-стержневого пучка показал хорошую сходимость с результатами эксперимента: для 155 точек среднеарифметическое отклонение $\overline{\Delta} = -0{,}4$ %, при СКО $\overline{\sigma} = 8{,}4$ %. Для модели с имитатором НК для этого же количества режимов корреляция дала систематическое занижение: $\overline{\Delta} = -3{,}8$ %, при СКО $\overline{\sigma} = 9{,}1$ %. Завышение расчета над экспе-

риментальным значением КТП свидетельствует о необходимости учета специфики распределения энтальпии в подканалах с необогреваемой стенкой.

Предложена поправочная функция к величине КТП, основанная на модели разделения подканала на горячую и холодную области:

$$F_{CW} = 1 + k \cdot \frac{\partial q_R^{cr}(h)}{\partial h} \cdot \left(\frac{(1-\eta)\cdot(1-\varepsilon)}{\eta + (1-\eta)\cdot\varepsilon} \right) \cdot \frac{\Delta h_{CW}}{q_R^{cr}},$$

где F_{CW} – поправочный коэффициент на необогреваемую поверхность, отн. ед.; k – эмпирический коэффициент; q_R^{cr} – локальное значение КТП, определенное для регулярного подканала, МВт/м^2; ε – степень перемешивания между «горячей» и «холодной» областями в подканале с НК; η – геометрический параметр, равный отношению гидравлического диаметра подканала к тепловому, отн. ед.; Δh_{CW} – подогрев в подканале с необогреваемой поверхностью по всей длине рассматриваемой области, кДж/кг.

Применение поправки позволило скорректировать расчет: средняя ошибка для сборки с НК увеличилась до –0,1 % при СКО $\bar{\sigma}$ = 8,9 %. Данные результаты свидетельствуют о адекватном описании процесса распределения локальных параметров вблизи НК в разработанной модели.

Таким образом, в рамках исследования КТП были выполнены эксперименты для различной геометрии моделей ТВС. Показано, что КТП в пучках с наличием НК снижается, однако вклад влияния самой необогреваемой поверхности в снижение отследить затруднительно. При расчете КТП по корреляции Безрукова Ю.А. выявлено, что игнорирование эффекта перераспределения энтальпии около необогреваемой поверхности в субканальных программах приводит к систематической погрешности в сторону завышения запаса до кризиса. Предложенная поправка, учитывающая перераспределение энтальпии и геометрию подканала, позволяет повысить точность расчетов и рекомендуется к использованию при обосновании теплотехнической надежности активных зон ВВЭР.

Статистический анализ неопределенности критического теплового потока в экспериментальных моделях ТВС ВВЭР

Запоржин К.В., Малютин М.А., Вертиков Е.А., Олексюк Д.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: субканальный метод, пучки стержней, анализ неопределенности, критический тепловой поток, ВВЭР

Одним из наиболее важных параметров при эксплуатации активной зоны реакторов типа ВВЭР является величина критического теплового потока. Для расчёта КТП и предсказания момента наступления кризиса теплоотдачи используются эмпирические корреляции, полученные на основе статистической обработки экспериментальных данных для конкретной конструкции ТВС. Обычно подобные корреляции имеют среднеквадратичное отклонение от экспериментальных данных порядка 10 %. Эту неопределённость можно разложить на несколько составляющих: ошибка непосредственно самой корреляции в силу сложности процесса кризиса кипения, ошибка расчёта локальных параметров теплоносителя, входящих в формулу для определения КТП, отклонение геометрических размеров экспериментальной модели от номинальных, ошибка определения и поддержа-

ния режимных параметров экспериментов, а также ошибка, связанная с особенностями расчётной методики. В данной работе приведены результаты расчётного анализа составляющих неопределённости, связанных с неполнотой знаний об условиях проведения экспериментов, отклонениями геометрических и других параметров экспериментальных моделей от номинальных и особенностями применяемой расчётной методики.

Рассматриваемые экспериментальные исследования КТП в пучках стержней выполнены на теплофизическом стенде КС НИЦ «Курчатовский институт». Сравнивались две модели тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1200: 19-стержневой обогреваемый пучок (регулярная решетка) и 18-стержневой пучок с имитатором НК в центре. Отобраны пары режимов с идентичными режимными параметрами: температурой на входе, массовой скоростью и давлением на выходе.

Анализ выполнен с помощью субканальной (поячейковой) теплогидравлической программы SC-INT (разработчик НИЦ «Курчатовский институт», правообладатель – АО «ТВЭЛ»), аттестованной в Ростехнадзоре, с использованием проектной для реакторов типа ВВЭР корреляции ОКБ «ГИДРОПРЕСС» (Безрукова Ю.А.).

В работе рассматриваются следующие неопределённости экспериментальных моделей:

– отклонения диаметров имитаторов твэлов и НК от номинальных значений;

– изменение положения имитаторов в пучке, обусловленное допусками конструкции дистанционирующей решётки;

– изменение размера экспериментального канала «под ключ»;

– отклонения относительных энерговыделений имитаторов твэлов, вызванные погрешностью измерения сопротивления при проектировании, а также различием в сопротивлениях имитаторов из-за неравномерности температур трубок в процессе эксперимента.

В работе рассматриваются погрешности измерения следующих режимных параметров:

– давления теплоносителя на выходе из обогреваемой части пучка;

– температуры теплоносителя на входе в обогреваемую часть;

– массового расхода теплоносителя через модель;

– электрической мощности, подводимой к имитаторам.

При оценке влияния указанных погрешностей на результирующую погрешность КТП дополнительно учитывалась неопределённость, вызванная нестабильностью поддержания режимных параметров во время экспериментов.

Анализ влияния неопределённостей на КТП выполнен в широком диапазоне давлений, массовых скоростей и температур на входе в расчётную область. Рассмотренные режимы охватывают как номинальные параметры, так и возможные нарушения нормальной эксплуатации активной зоны ВВЭР.

В основе анализа лежит статистическая методика, согласно которой исследуемые параметры рассматриваются как случайные величины с нормальным законом распределения в пределах определённых ранее отклонений. Для применения данной методики разработан специальный статистический модуль, интегрированный в программу SC-INT, позволяющий проводить многовариантные расчеты в параллельном режиме. Данный программный модуль может быть использован не только для анализа неопределенности КТП в экспериментальных моделях, но и для статистических методик определения минимального значения запаса до кризиса теплоотдачи при обосновании теплотехнической надежности активных зон реакторов типа ВВЭР. На основе полученного массива данных, для каждого параметра определена степень его влияния на критический тепловой поток. В результате проведенного анализа величина КТП оказалась наиболее чувствительна к неопределенности следующих параметров: эффективность турбулентного перемешивания, массовый расход теплоносителя через модель и температура теплоносителя на входе в модель.

Моделирование повторного залива электрообогреваемой трубы в кольцевом канале с применением теплогидравлического кода КОРСАР

Базюк С.С.[1], Семченков А.А.[1], Матиенко И.А.[1], Парамонова И.Л.[2]

[1] *АО «НИКИЭТ», Москва*

[2] *ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого», Санкт-Петербург*

Ключевые слова: авария с потерей теплоносителя, нестационарная теплогидравлика, повторный залив, двухфазный поток, фронта смачивания, замыкающие соотношения, эксперимент, сопоставление

Исследованы характеристики повторного залива снизу электрообогреваемой трубы, охлаждаемой в кольцевом канале, с использованием ПК КОРСАР. Моделирование проведено в широких диапазонах изменения скорости подачи охлаждающей воды, начальной температуры разогрева трубы, удельного энерговыделения и недогрева жидкости на входе. Рассмотрены нестационарные структуры потока и режимы теплообмена, оценены факторы неопределенности расчетного моделирования. Результаты моделирования повторного залива сопоставлены с экспериментальными данными по кинематике и скорости фронта смачивания.

Проблемы безопасности реакторных установок с легководным теплоносителем при аварии с потерей теплоносителя (LOCA) исследуются более 60 лет. Одним из наиболее сложных теплогидравлических процессов, протекающих при LOCA, является повторный залив (ПЗ). Это обусловлено высокой нестационарностью расхолаживания сильно перегретых сборок твэлов водой, поступающей из нижней или верхней камер РУ, при большом разнообразии структур двухфазного потока и значительном вкладе теплопроводности и теплового излучения.

Экспериментальные исследования ПЗ проводятся на имитаторах твэлов и модельных ТВС подобной и полномасштабной геометрии, с прототипными и натурными материалами топлива и оболочки. Экспериментальное изучение процессов при LOCA невозможно провести в полном диапазоне режимных параметров, поэтому современным трендом является выполнение их расчетного моделирования. Расчетные исследования ведутся с использованием одномерных аттестованных теплогидравлических кодов и 3D программ вычислительной гидродинамики (CFD). Оба класса ПО основаны на законах сохранения потоков массы, импульса и энергии в двух- и трехжидкостных негомогенных термически неравновесных моделях жидкостей. Для валидации моделей используют прямое сопоставление с известными экспериментальными данными и с результатами вычислений по обобщающим методикам, разработанным на основе физически обоснованных подходов.

В России анализ безопасности АЭС с ВВЭР выполняется с использованием аттестованного ПК КОРСАР/ВЗ. Верификация и валидация моделей теплогидравлики двухфазного потока при ПЗ данного кода проведена в широком диапазоне параметров. Однако в области массовых скоростей $\rho_w < 30$ кг/(м^2·с) и значительных недогревов корректность моделирования требует уточнения. Рекомендации по выбору замыкающих соотношений для описания повторного залива ТВС не предложены.

В работе исследованы характеристики ПЗ снизу одиночной электрообогреваемой трубы, охлаждаемой в кольцевом канале, с использованием ПК КОРСАР/ВЗ. Моделирование проведено в диапазонах режимных параметров: скорости подачи воды (u_{fl}) – 1,2–10,6 см/с, ее начальной температуры разогрева (T_0) – 673–1073 К, удельного энерговыделения (q_l) – 0,2–1,03 кВт/м и температуры жидкости на входе (T_l) – 293–360 К.

Рассмотрены нестационарные структуры потока и режимы теплообмена, оценено влияние факторов неопределенности на результаты моделирования температурных полей электрообогреваемой трубы при повторном заливе (рис. 1). Результаты численного моделирования ПЗ сопоставлены с экспериментальными данными по кинематике и скорости фронта смачивания (рис. 2). На основе анализа рекомендован тип замыкающих соотношений гидравлических каналов ПК КОРСАР/ВЗ для улучшенного анализа теплогидравлических характеристик ТВС при LOCA.

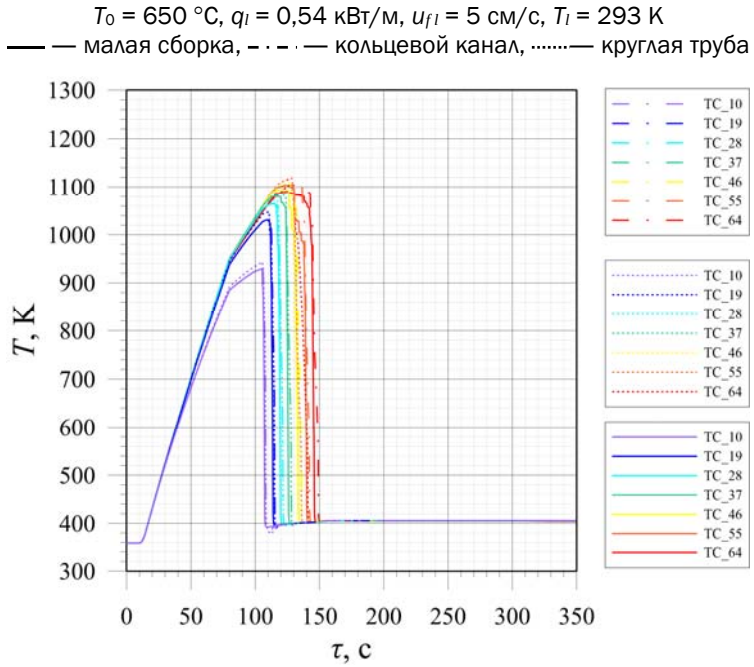


Рис. 1. Распределения температур внутренней поверхности трубы в условиях повторного залива (ТС_10–ТС_64 – места установки термопар)

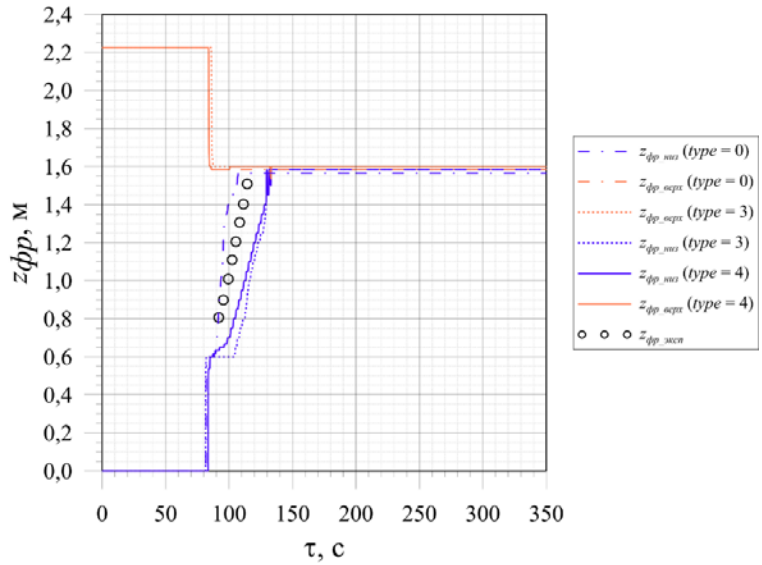


Рис. 2. Сопоставление расчетных и экспериментальных данных по кинематике фронта смачивания одиночной трубы

Моделирование режима естественной циркуляции в РУ ВВЭР-1300 с помощью программного комплекса ATHLET/BIPR-VVER

Прикоп И.В., Байков А.В., Коцарев А.В., Егоров В.В., Дубов А.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: ВВЭР, переходный процесс, естественная циркуляция, динамические испытания, валидация, ATHLET/BIPR-VVER

С целью валидации расчётной модели реакторной установки ВВЭР-1300 выполнено моделирование проведенных динамических испытаний по проверке режима естественной циркуляции.

В ходе данных испытаний на уровне мощности 10,2 % от номинальной по показаниям АКНП было выполнено одновременное отключение всех ГЦНА. Вследствие уменьшения расхода через активную зону и увеличения средней температуры теплоносителя первого контура мощность РУ начала снижаться, затем воздействием оператора на группы ОР СУЗ снижение было остановлено на уровне мощности 3,4 % от номинального по АКНП. После проверки установления в первом контуре естественной циркуляции на данном уровне мощности был произведен ступенчатый выход на уровень мощности 9,3 % от номинальной по АКНП. Таким образом были выполнены критерии успешности испытания: факт перехода на естественную циркуляцию после отключения ГЦНА и возможность теплоотвода при мощности реактора, соответствующей максимально возможному остаточному энерговыделению.

Моделирование данного процесса проведено по аттестованной программе для ЭВМ ATHLET/BIPR-VVER. Программа выполняет связанные нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты переходных процессов в ВВЭР. Используется трехмерная нейтронная кинетика с учетом обратных связей. Теплогидравлическая модель содержит первый и второй контуры, включая оборудование нормальной эксплуатации и системы безопасности. Программа ATHLET/BIPR-VVER используется в НИЦ «Курчатовский институт» при обосновании безопасности энергоблоков российских и зарубежных АЭС с ВВЭР.

Проведен сравнительный анализ данных измерений и расчетных значений основных параметров РУ: тепловой мощности, температуры теплоносителя по петлям, подогревов теплоносителя по ТВС, давления в первом контуре. Результаты моделирования подтверждают паспортную точность расчета физических и теплогидравлических характеристик.

Совершенствование методов детектирования исходных событий при авариях на перспективных судовых установках с помощью расчетного кода КУПОЛ-МТ

Шалагинова С.А., Тюриков О.В., Хизбуллин А.М., Ильин К.Н.

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Ключевые слова: исходные события аварийных состояний, малая течь, КУПОЛ-МТ

Существуют традиционные методы диагностирования изменения параметров внутри защитной оболочки и первого контура реакторной установки, при помощи которых происходит отслеживание исходных событий аварийных состояний. Благодаря грамотно выбранным алгоритмам срабатывания предупредительных сигналов возможно своевременное выявление развивающихся аварийных сценариев и применение мер по локализации течи и эффективному устранению причин, приводящих, в том числе, к возникновению проектных и запроектных аварий.

Более сложной для диагностики, но в то же время наиболее вероятной и поэтому довольно опасной является авария с «малой течью», поскольку развитие процесса происходит длительное время, и зачастую срабатывание датчиков по давлению в первом контуре происходит после значительной утечки теплоносителя. В случае непринятия соответствующих мер возможно уменьшение уровня теплоносителя в системе компенсации давления, образование газовой подушки в парогенерирующем блоке с разрывом циркуляции по первому контуру и, как следствие, невозможность теплоотвода через парогенератор.

В данной работе рассматривается возможность внедрения дополнительных средств измерения для детектирования исходных событий аварийных состояний. С этой целью проведен анализ развития аварий с потерей теплоносителя согласно концепции «течь перед разрушением» на примере течи с эквивалентным диаметром 3 мм.

Расчетный анализ выполнен с помощью кода улучшенной оценки КУПОЛ-МТ, который позволяет учитывать эффекты нестационарного тепломассопереноса газокапельной смеси в помещениях защитной оболочки, объемной и поверхностной конденсации пара в присутствии неконденсирующихся газов, тепло- и массообмена атмосферы помещения с металлоконструкциями при наличии уровня воды.

Рассмотрение хода развития процессов проводилось с использованием модели перспективной судовой установки с учетом работающей системы вакуумирования помещений защитной оболочки, при этом рассматривается изменение параметров реакторной установки для нескольких сценариев течи в реакторное помещение, аппаратное помещение и контур охлаждения оборудования.

В результате расчетного анализа рассмотрена возможность использования новой методики диагностирования исходных событий аварийных состояний с применением алгоритма совокупности предупредительных сигналов, что позволяет оператору заметить возможную аварийную ситуацию на ранней стадии после начала исходного события и даёт возможность найти источник течи теплоносителя, своевременно выявить причину, быстро вывести реакторную установку в безопасное состояние.

Разработка конструкции экспериментальной установки для исследования влияния концентрации борной кислоты на теплоотдачу в пучках твэлов

Фещенко К.П.[1], Абсатаров Т.Н.[1], Трошкин Р.С.[1], Штелинг В.С.[1], Захаренков А.В.[1], Дедов А.В.[1], Чуркин А.Н.[2], Босенко С.В.[2]

[1] ФГБОУ ВО НИУ «МЭИ», Москва
[2] АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: ВВЭР, борная кислота, теплоотдача, кристаллизация, пучок твэлов, экспериментальный стенд

В авариях с большой течью теплоносителя первого контура реакторных установок ВВЭР отвод тепла от активной зоны происходит в режиме кипения. При некоторых запроектных сценариях это ведет к локальному увеличению концентрации борной кислоты в кипящем теплоносителе, что может вызывать ухудшение теплоотдачи к твэлам, осаждение кристаллов бора на тепловыделяющих поверхностях или блокирование доступа теплоносителя в активную зону. Указанные процессы в условиях двухфазных течений с высоким содержанием растворенного вещества изучены недостаточно, что требует создания экспериментальных стендов, позволяющих моделировать данные режимы и получать достоверные данные о теплофизических характеристиках. С целью экспериментального исследования влияния борной кислоты на теплоотдачу к твэлам в условиях аварии «Большая течь» на кафедре ОФиЯС НИУ «МЭИ» ведется создание специализированного стенда, моделирующего сектор реактора ВВЭР с активной зоной.

В рамках работы разработана принципиальная теплогидравлическая схема экспериментального стенда, а также комплект конструкторских чертежей, определяющих геометрию и компоновку основных узлов. Стенд включает модель опускного канала, модель подзонного пространства и модель активной зоны реактора с пучком из 80 трубчатых электронагревателей (ТЭН), имитирующих твэлы. Высота обогреваемой части ТЭНа составляет 750 мм при диаметре 9 мм. Модель активной зоны размещена в корпусе, оснащенном моделью внутрикорпусного устройства и дистанционирующими решетками, шаг решетки соответствует параметрам реакторов ВВЭР. Предусмотрена возможность визуального наблюдения за процессом через смотровые окна, а также система аварийного отключения нагрева при превышении температуры ТЭН выше 400 °С или давления более 0,17 МПа.

Планируется проведение серий экспериментов на модели реактора при давлении 0,1–0,2 МПа и суммарной мощности ТЭН от 5 до 36 кВт. Будет выполняться длительное кипение (до 12 ч) с контролем температуры, расхода, уровня теплоносителя и отбором проб для определения концентрации борной кислоты в различных точках контура. Отбор проб будет осуществляется из верхней и средней части модели активной зоны и подзонного пространства, что позволит отслеживать перераспределение борной кислоты по тракту в процессе выпаривания.

Регистрация параметров будет осуществляется с помощью термопар, установленных в 15 ТЭНах, кориолисового расходомера, датчиков давления и емкостных уровнемеров. После завершения экспериментов планируется визуальный и инструментальный анализ отложений кристаллов борной кислоты на поверхности твэлов и элементах модели, а также взвешивание механически счищенного осадка для подведения материального баланса.

В ходе выполнения работы будут получены экспериментальные данные о влиянии концентрации борной кислоты на интенсивность теплоотдачи в пучках твэлов в условиях, моделирующих аварию с большой течью. Будут выявлены зоны преимуществен-

ного накопления твердой фазы в объеме активной зоны и модели реактора. Результаты визуальных наблюдений позволят описать динамику образования и роста кристаллических отложений на поверхности твэлов.

Создаваемая экспериментальная установка и разработанная программа исследований обеспечат получение уникальных данных о теплофизических процессах в активной зоне ВВЭР в условиях аварии с большой течью при высоких концентрациях борной кислоты. Полученные результаты могут быть использованы при совершенствовании методов расчета теплогидравлических параметров, валидации программных средств, а также использоваться при обосновании безопасности реакторных установок.

Сравнение результатов численного моделирования теплоотдачи к воде при сверхкритическом давлении в обогреваемом вертикальном цилиндрическом канале с экспериментальными данными

Симонов С.С., Пустовалов С.Б.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: сверхкритическое давление, вертикальный цилиндрический канал, численное моделирование, теплоотдача, легководный теплоноситель

Задача изучения теплоотдачи к воде при сверхкритических давлениях актуальна так как результаты, полученные существующими методами расчёта, имеют большие неопределённости, обусловленные сложностью прогнозирования теплогидравлических характеристик теплоносителя.

В НИЦ «Курчатовский институт» разработан и введён в эксплуатацию стенд для теплогидравлических исследований легководного теплоносителя при сверхкритическом давлении. При планировании проведения экспериментальных исследований теплоотдачи к воде в вертикальном обогреваемом цилиндрическом канале необходимо с достаточной точностью прогнозировать температуру стенок, температуру потока и коэффициенты теплоотдачи.

В данной работе представлено численное исследование теплоотдачи к воде при сверхкритическом давлении в обогреваемом вертикальном цилиндрическом канале. Для этого были разработаны две расчётные модели. Первая основана на эмпирических корреляциях для числа Нуссельта отечественных (Деев, Дядякин – Попов, Петухов – Кириллов) и зарубежных авторов (Диттус – Бёльтер, Джексон и Фьюстер). Вторая представляет собой CFD-модель, реализованную в программном комплексе Ansys CFX. В разработанных моделях теплофизические свойства воды определяются с использованием базы данных IAPWS-IF97. Методика расчёта включает: определение температуры потока по высоте канала, расчёт чисел Нуссельта по эмпирическим корреляциям, вычисление коэффициента теплоотдачи, а также расчёт температур внутренней и внешней стенок канала.

Проведено сравнение результатов расчётов, полученных с использованием обоих подходов, с экспериментальными данными из работы. В указанной работе проводились исследования теплоотдачи к воде при сверхкритическом давлении 25 МПа в канале диаметром 10 мм, массовой скорости 1000 кг/(м^2·с), удельным тепловым потоком 0,7 МВт/м^2, температурами на входе 303 и 333 °С. Результаты сравнения показали, что модели, реализованные в Ansys CFX, а также эмпирические корреляции Деева и Дядякина – Попова с удовлетворительной точностью описывают экспериментальные данные.

Обоснование методики расхолаживания РУ ВВЭР в условиях несимметричной естественной циркуляции

Латкин Д.Ю., Петкевич И.Г., Увакин М.А., Крыжановская Т.И.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: ПСБ-ВВЭР, КОРСАР/ГП, несимметричная естественная циркуляция, срыв циркуляции, расхолаживание, РУ ВВЭР

Выполнение экспериментальных исследований на интегральных теплогидравлических стендах является важным этапом в валидации программных комплексов, используемых при обосновании безопасности реакторных установок типа ВВЭР. В период времени с 2022 по 2023 г. на стенде ПСБ-ВВЭР была выполнена серия экспериментов, объединенных общей идеей исследования процессов несимметричной естественной циркуляции в реакторных установках типа ВВЭР.

Ситуация с несимметричной естественной циркуляцией характерна для проектных и запроектных аварий в условиях обесточивания блока АЭС и отказов элементов систем. Несимметричная циркуляция возможна в результате нарушения отвода тепла через один или несколько парогенераторов. При определенных условиях несимметричный отвод тепла может привести к срыву или даже развороту циркуляции в соответствующей петле.

В период времени с 21 по 23 июня 2023 г. на стенде ПСБ-ВВЭР был выполнен эксперимент «Расхолаживание реакторной установки в условиях несимметричной естественной циркуляции». Целью эксперимента является изучение возможности расхолаживания изолированного парогенератора при расхолаживании реакторной установки за счет сброса пара из других парогенераторов. Предположительно, в эксперименте неоднократно происходили срывы циркуляции. В связи со сложностью непосредственного измерения низких расходов в петле с изолированным парогенератором единственным источником информации о характере течения оставались показания термопар.

С опорой на результаты эксперимента было выполнено тестирование типовой расчетной модели реакторной установки РУ ВВЭР для расчетного кода КОРСАР/ГП. Ожидалось получение качественно похожих результатов при моделировании процессов несимметричной естественной циркуляции в модели реальной РУ ВВЭР. В расчетах, как и в эксперименте, были получены срывы циркуляции.

По результатам серии экспериментов сделаны следующие выводы, которые можно распространить на реальную РУ:

– при расхолаживании с любой скоростью в условиях несимметричной естественной циркуляции происходит срыв циркуляции через петлю с изолированным парогенератором;

– скорость изменения давления в изолированном парогенераторе не зависит от скорости расхолаживания и зависит в большей степени от тепловых потерь парогенератора.

Экспериментальные данные, а также повторение сценария эксперимента в модели реальной РУ говорят о том, что расхолаживание петли с изолированным парогенератором в условиях несимметричной естественной циркуляции может быть затруднено из-за возможного срыва циркуляции.

В расхолаживании РУ важным фактором является подпитка первого контура с целью сохранения весового уровня в компенсаторе давления в рабочем диапазоне. В базовом варианте расчета подпитка в петлю с изолированным парогенератором была от-

ключена для исключения ее влияния на параметры циркуляции. Были выполнены дополнительные расчеты расхолаживания с подпиткой в петлю с изолированным парогенератором.

В случае реализации подпитки в верхнюю часть холодной нитки петли с изолированным парогенератором циркуляция в петле сохраняется дольше или не прерывается совсем, и парогенератор продолжает расхолаживаться. Подпитка производится на выходе из холодного коллектора парогенератора. Холодная вода, попадая в петлю со слабой циркуляцией, перемешивается с горячим теплоносителем петли. Температура теплоносителя вверху холодной нитки снижается, а плотность увеличивается. Таким образом, возрастает движущий напор, холодный теплоноситель «проталкивает» более горячий вниз в напорную камеру реактора, создавая условия для сохранения циркуляции в петле.

Результаты экспериментов показали, что расхолаживание РУ ВВЭР в условиях несимметричного отвода тепла сопряжено со сложностями сохранения устойчивой естественной циркуляции теплоносителя в петле с изолированным парогенератором. Выполненное моделирование условий эксперимента в модели реальной РУ ВВЭР подтвердило возможность срыва циркуляции в петле с изолированным парогенератором. В других петлях сохраняется устойчивая естественная циркуляция, и в целом процесс расхолаживания РУ не прекращается. Однако срыв циркуляции может существенно замедлить процесс достижения контролируемого состояния в некоторых аварийных режимах.

В работе предложен способ поддержания естественной циркуляции с помощью системы подпитки-продувки первого контура. Несимметричная циркуляция возникает в основном в режимах, в которых система подпитки-продувки оказывается отключенной. К примеру, в авариях с течью из первого контура во второй. Выявленный в работе эффект потенциально может быть использован оператором для воздействия на циркуляцию первого контура в подобных аварийных режимах. Однако для его реального использования и последующего внесения в противоаварийные инструкции требуется продолжение расчетно-экспериментальных работ на интегральных теплогидравлических стендах.

Одним из возможных продолжений работы может оказаться выполнение похожего эксперимента с расхолаживанием на стенде ПСБ-ВВЭР. В ранее выполненных экспериментах на стенде ПСБ-ВВЭР подпитка первого контура велась в гидрозатвор петли с работоспособным парогенератором. В дальнейшем технологически возможно реализовать подпитку на стенде в верхнюю точку холодной нитки. Выполнение тестов с расхолаживанием установки с подпиткой первого контура в петлю с изолированным парогенератором может стать основой для дальнейших исследований выявленного в работе эффекта.

Компьютерное моделирование с использованием программного комплекса КОРСАР/ГП ударных гидродинамических процессов в трубопроводах ВВЭР

Чуркин А.Н., Посысаев Д.А., Баисов А.М.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: АЭС с ВВЭР, гидродинамические нагрузки, гидравлический удар, конденсационный гидравлический удар, компьютерное моделирование, КОРСАР/ГП

В ходе переходных процессов на АЭС могут возникать дополнительные гидродинамические нагрузки на оборудование и трубопроводы, связанные с изменением скорости потока теплоносителя. Эти нагрузки необходимо учитывать при обосновании целостности и прочности конструкции. Можно выделить следующие основные гидродинамические нагрузки:

– нагрузки на отводы при ускорении или торможении жидкости при срабатывании арматуры;

– нагрузки на отводы, арматуру или переходы при поступлении жидкости в трубопровод, первоначально заполненный газом или паром;

– гидравлический удар, связанный с быстрым закрытием арматуры или остановкой насоса;

– конденсационный гидравлический удар, возникающий в трубопроводах, заполненных паром, при поступлении недогретой до температуры насыщения воды;

– нагрузки от ударных волн при разрывах трубопроводов.

Для определения перечисленных нагрузок используются методы компьютерного моделирования, которые позволяют исследовать все возможные варианты режимов и условий. Однако для валидации компьютерных программ необходимы экспериментальные данные, полученные в ходе натурных или масштабных испытаний.

Одним из современных инструментов для компьютерного моделирования является программный комплекс КОРСАР/ГП, который широко используется в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для расчетного обоснования проектов реакторных установок ВВЭР.

Разработаны специальные методики и подходы, позволяющие анализировать практически все вышеперечисленные гидродинамические нагрузки с использованием КОРСАР/ГП. Для валидации программного комплекса на моделирование соответствующих явлений проведена масштабная работа по поиску экспериментальных данных и проведению недостающих экспериментов.

В частности, выполнены эксперименты по исследованию конденсационных гидравлических ударов в элементах трубопровода системы аварийного газоудаления, в трубопроводе аварийного впрыска в компенсатор давления. На этапе выполнения находятся экспериментальные исследования возможности возникновения конденсационных гидравлических ударов в трубопроводе основного впрыска в компенсатор давления. Валидация ПК КОРСАР/ГП находится на завершающей стадии.

Выполнена верификация и частичная валидация ПК КОРСАР/ГП на явление классического гидравлического удара. Подробно исследовано влияние параметров расчетной модели на результаты расчетов.

Разработанные методики и подходы внедряются в практику проектирования АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Экспериментальное исследование конденсации легкокипящей жидкости при пленочном и капельном режимах

Латухова К.А., Быстров Н.С., Соборнов А.Е., Мацин Н.В., Сторожун К.А., Голубев С.Р.

ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород

Ключевые слова: капельная конденсация, иммерсионные системы охлаждения, открыто-пористые структуры, интенсификация теплообмена, легкокипящая жидкость, паровая фаза

Приведены результаты экспериментального исследования процесса конденсации легкокипящей диэлектрической жидкости ФК-5-1-12 с использованием плоского нагревательного элемента и нагревательных элементов с открыто пористыми структурами (ОПС). Получены коэффициенты теплоотдачи при конденсации на плоской пластине и элементах с ОПС пористостью 70 % и ОПС с пористостью 80 %.

Вследствие стремительного развития электроники одной из важнейших научно-технических задач теплофизики становится эффективное охлаждение элементов оборудования. Наращивание единичных мощностей отдельных компонентов, а также увеличение плотности их размещения приводит к значительному росту тепловой нагрузки, в следствии чего возрастает необходимость в передовых инженерных решениях в области систем охлаждения.

Наиболее эффективно проявили себя иммерсионные системы охлаждения, подразумевающие фазовый переход теплоносителя. Данный подход обеспечивает интенсивный теплоотвод при высоких градиентах температуры. Неотъемлемой частью цикла охлаждения в этом случае является теплообменник-конденсатор. Наиболее распространенные конденсаторы с теплообменной поверхностью плоского типа, имеют ряд существенных недостатков. Важнейшим из них является образование устойчивой пленки конденсата, препятствующей прямому контакту паровой фазы и металла, что, в свою очередь, ведет к уменьшению коэффициента теплоотдачи. Увеличить последний возможно за счёт обеспечения постоянного уноса влаги с теплообменной поверхности.

Одним из перспективных способов интенсификации процесса конденсации является внедрение в конструкцию системы охлаждения конденсатора, содержащего открыто – пористые структуры. Сложная геометрия поверхности с переменным сечением микроканалов вызывает отрицательное капиллярное давление, препятствующее задержанию капель. В конечном итоге, это приводит к установлению капельного режима конденсации и повышению коэффициента теплоотдачи.

Качественное сравнение режимов конденсации

Целью настоящей работы являлось изучение процесса конденсации жидкости ФК-5-1-12 на поверхностях с ОПС различной пористости. Экспериментальная установка представляла собой макет иммерсионной системы охлаждения со сменным конденсатором – охладителем.

Результаты сравнения теплообменных поверхностей продемонстрировали переход от пленочной модели конденсации к капельной, прирост коэффициента теплоотдачи и, как следствие, увеличение поверхностной плотности теплового потока во всех режимах работы установки.

Результаты работы получены в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2026-0005 «Особенности процессов тепло и массообмена в оборудовании систем преобразования энергии»).

Оценка эффективности применения пористых структур для интенсификации кипения легкокипящей жидкости

Латухова К.А., Быстров Н.С., Соборнов А.Е., Мацин Н.В., Сторожун К.А., Голубев С.Р.

ФГБОУ ВО НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород

Ключевые слова: теплообмен, система охлаждения, открыто пористые структуры, внутрипоровый теплообмен, интенсификация теплообмена, развитая поверхность

С каждым годом увеличивается количество устройств с высоким удельным тепловыделением. Они применяются в разных областях, например, электронике, теплоэнергетике, медицине. Для поддержания их стабильной работы необходимо осуществлять теплоотвод от их элементов. При постоянно растущей мощности таких устройств, актуальной является проблема создания системы охлаждения, которая могла бы не только справляться со своей основной функцией, но и быть компактной и легкой.

На сегодняшний день под эти критерии наиболее подходят иммерсионные системы охлаждения с фазовым переходом, где коэффициент теплоотдачи в 4–5 раз выше по сравнению с погружными системами охлаждения. В них теплообмен обычно осуществляется на плоских пластинах. Для дальнейшего увеличения эффективности таких систем перспективно использовать открыто пористые структуры (ОПС) в качестве теплообменной поверхности.

В данной работе они представляют собой структуру, выполненную из медной проволоки, которая после навивки и прессовки спекается, благодаря чему в узловых точках образуются неразъемные соединения. В ОПС реализуется внутрипоровый теплообмен – теплообмен между теплоносителем и проницаемой матрицей пористой структуры. За счет развитой поверхности и неоднородной структуры, которая создает дополнительно турбулизирующий эффект, происходит интенсификация теплообмена, вследствие чего эффективность оборудования возрастает в разы. Важными морфологическими характеристиками ОПС являются пористость и диаметр проволоки, которые непосредственно влияют на процесс теплосъема.

Научным коллективом лаборатории «Парогенерирующие системы» НГТУ им. Р.Е. Алексеева проведено исследование, позволяющее сравнить эффективность теплоотдачи при кипении жидкости ФК 5-1-12 с использованием плоского нагревательного элемента и нагревательных элементов с ОПС пористостью 70 и 80 % (см. рис.). Полу-

Измерительный нагревательный элемент с ОПС

чены графики зависимости теплового потока и коэффициента теплоотдачи от температурного напора при кипении для трех рассмотренных нагревателей.

Результаты работы получены в рамках государственного задания в сфере научной деятельности (тема № FSWE-2026-0005 «Особенности процессов тепло и массообмена в оборудовании систем преобразования энергии»).

Секция 13.
Гидродинамика и теплообмен в реакторных установках с жидкометаллическими теплоносителями

Трёхмерное численное моделирование активной зоны реакторов БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 и оценка изобарического приближения

Клементьев А.А.[1,2], Вишняков Е.А.[1], Морозов А.В.[1], Сапожников И.С.[1], Авдеев И.В.[1]

[1] АО «НИКИЭТ», Москва
[2] НИУ «МЭИ», Москва

Ключевые слова: Численное моделирование, CFD, жидкометаллический теплоноситель, быстрый реактор, активная зона, БРЕСТ-ОД-300, БР-1200, STAR-CCM+

В России уже строится опытно демонстрационный энергоблок со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 и проектируется коммерческий энергоблок БР-1200. Применение в качестве теплоносителя быстрого реактора жидкого металла (свинца) привело к разработке новых компоновочных решений. Помимо этого, для реакторных (РУ) установок этой серии применены бесчехловые тепловыделяющие сборки (ТВС), что приводит к возможности перераспределения теплоносителя между ТВС и усложняет проведение расчетного анализа в части гидравлических потерь на активной зоне (а. з.). Для обоснования теплотехнической надежности и получения информации о течении и теплообмене в реакторных установках применяются различные (1D и 3D) методы вычислительной гидродинамики (CFD) в комбинации с экспериментальными исследованиями.

Проектирование РУ БРЕСТ-ОД-300 было начато, когда трёхмерные методы CFD были менее распространены и используемы, поэтому при проектировании РУ для моделирования а. з. использовался 1D код ПУЧОК-ЖМТ. Это канальный код, полученный в изобарическом приближении. Изобарическое приближение для течений в канале предполагает, что давление в поперечном сечении течения жидкости постоянно (т. е. не зависит от поперечных координат). Применимость изобарического приближения ограничивается случаями, когда изменение давлениями в сечении пренебрежимо мало по сравнению с характерным динамическим напором. При проектировании предполагалось, что для а. з. БРЕСТ-ОД-300 это приближение выполняется.

С развитием вычислительной техники появились возможности использования более подробных расчётных методов, практическую применимость которых для предварительного анализа эксплуатационных особенностей РУ сложно переоценить. У РУ БР-1200 масштабы а. з. гораздо больше, поэтому при её моделировании использование канального кода было отвергнуто. Это привило к необходимости использования трёхмерного CFD моделирования.

Разработана CFD-модель для теплогидравлического расчёта а. з. РУ БР-1200 в коммерческом коде STAR-CCM+. Некоторые особенности модели:

– сеточная модель имеет модульную структуру, что позволяет производить вариационные расчёты с различной геометрией без перестройки всей сетки;

– потвэльная сетка а. з. построена средствами STAR-CD, а остальные элементы построены различными генераторами сеток STAR-CCM+;

– некоторые области решаются в RANS-приближении, а часть (твэльный участок а. з. и некоторые дросселя) в приближении пористого тела. Для RANS областей отдельно проводился анализ сеточной сходимости (хвостовики, головки ТВС и др.) и подобрана экономная сетка;

– общий размер сеточной модели составил 300 млн контрольных объёмов (КО), а на твэльный участок а. з. приходится 5 млн КО.

После успешного применения трёхмерного CFD к а. з. РУ БР-1200 было решено проверить применимость допущения об изобарическом течении для а. з. РУ БРЕСТ-ОД-300, ранее положенный в обоснование выбора для расчёта кода ПУЧОК-ЖМТ.

Результаты трёхмерного численного моделирования а. з. РУ БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200 в потвэльном разрешении, полученные с использованием CFD-кода STAR-CCM+ показывают, что неоднородность давления в поперечных сечениях а. з. РУ БРЕСТ-ОД-300 пренебрежимо мало, что подтверждает корректность использования кода ПУЧОК-ЖМТ для расчёта а. з. на этапе её проектирования. В а. з. РУ БР-1200 эта неоднородность значительна и влияет на гидравлическое сопротивление а. з., поэтому изобарическое приближение не является удовлетворительным для а. з. РУ БР-1200.

Исследование влияния металлических примесей на теплопроводность жидкого свинца

Круглов А.Б., Харитонов В.С.

НИЯУ МИФИ, Москва

Ключевые слова: импульсный метод измерения теплопроводности жидкого металла, коэффициент теплопроводности расплава свинца, влияние металлических примесей на теплопроводность свинца, анализ погрешности экспериментальных данных

Для обоснования теплогидравлических характеристик инновационных быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем, а также анализа их безопасности необходима достоверная информация о теплопроводности расплава свинца.

В литературе имеются экспериментальные данные по теплопроводности жидкого свинца, в том числе, полученные в последнее время с использованием современного метода импульсного лазерного нагрева. Обзоры данных по теплопроводности свинца показывают их заметные отличия, особенно при повышенных температурах, которые могут быть связаны с методическими погрешностями, возможными при измерениях теплопроводности жидких металлов в высокотемпературной области. Также источником рассогласований данных может являться различие содержания примесей в исследуемых образцах. Однако для оценки влияния примесей на теплопроводность жидких металлов необходимы систематические данные.

В докладе представлены результаты исследования в интервале температур 350–1000 °С теплопроводности образцов свинца, массовое содержание примесей в ко-

торых составило 0,00385, 0,00610 и 0,00918 мас. %, что соответствовало маркам свинца С1 и С0. Показано, что коэффициент теплопроводности свинца с содержанием металлических примесей 0,00385 мас. % примерно на 2 % больше коэффициента теплопроводности свинца с содержанием примесей 0,00918 мас. %.

Измерения были проведены с использованием усовершенствованной методики обработки результатов экспериментов, в которой учитывалась неравномерность плотности энергии излучения лазера на нагреваемой поверхности.

Анализ источников погрешности методики показал, что неопределенность результатов измерений теплопроводности свинца не превосходит 8 %. При этом относительная погрешность измерений теплопроводности жидкого свинца, обусловленная неравномерностью распределения энергии в пучке лазера, составляет не более 2 %. Такая неопределенность данных по теплопроводности свинцового теплоносителя представляется приемлемой с учетом влияния на эту величину технологических факторов в условиях эксплуатации реакторной установки. Проведено сравнение полученных экспериментальных данных с известными рекомендуемыми зависимостями для расчета коэффициента теплопроводности свинца.

Дополнительная информация о влиянии примесей на коэффициент теплопроводности свинцового теплоносителя может быть получена на образцах теплоносителя после длительной циркуляции в теплогидравлическом контуре в условиях поддержания технологии свинцового теплоносителя, принятой для реакторных установок. В докладе представлены результаты измерений теплопроводности свинца, который в течение 1000 часов проработал в циркуляционном контуре при средней температуре около 700 °С и оптимальной концентрации кислорода.

Расчетное обоснование теплогидравлики активной зоны реакторной установки с жидкометаллическим теплоносителем на основе квазипространственного подхода

Вакарин А.В., Горбунов И.А., Гореленков Р.А., Румянцев С.Н.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: программный комплекс КОРСАР/ЖМТ, тяжелый жидкометаллический теплоноситель, стенд КМ-1, специальные термометрические устройства, валидация, оценка неопределенности

В связи с развитием атомной энергетики в области создания атомных станций малой мощности, в том числе с использованием жидкого металла в качестве теплоносителя, актуальной становится задача разработки и валидации расчетных кодов, применяемых для обоснования безопасности РУ с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ). Одним из таких кодов является программный комплекс (ПК) КОРСАР/ЖМТ, разработанный в ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». В настоящее время применение одномерных расчетных кодов для пространственного описания теплогидравлики активной зоны (а. з.), в отличие от CFD-кодов, не является достаточно обоснованным. Активные зоны РУ с ЖМТ характеризуются компактными габаритами, бесчехловой компоновкой тепловыделяющих сборок (ТВС) и плотной упаковкой твэлов. Такая конфигурация создает условия для преимущественно одномерного течения теплоносителя с небольшими поперечными перетечками, что позволяет эффективно применить

квазипространственный подход для моделирования теплогидравлических процессов одномерными расчетными кодами.

Целью данной работы является разработка и расчетное обоснование теплогидравлических моделей ТВС активной зоны реактора с ЖМТ с применением квазипространственного подхода и проведение валидации ПК КОРСАР/ЖМТ на основе экспериментальных данных стенда КМ-1 – полномасштабного наземного прототипа реакторной установки ОК-550 со свинцово-висмутовым теплоносителем. Активная зона реактора состоит из кассет различных типов и оснащена уникальной системой измерения температуры, включающей: термометрическую решетку (ТМР) из 129 термопар на выходе активной зоны, термометрический твэл, предназначенный для измерения температуры топлива, и термометрический зонд, используемый для измерения распределения температуры теплоносителя по высоте а. з.

Для валидации были разработаны квазипространственные модели ТВС. Ключевой особенностью является соединение расчетных ячеек поперечными связями для учета межканальных перетечек теплоносителя. Также были созданы модели периферийных ТВС, содержащих термотвэл и термозонд, с учетом их конструктивных особенностей. Поля относительных энерговыделений для различных моментов кампании были получены с использованием нейтронно-физического комплекса САПФИР_РФ&RC, а граничные условия по расходу теплоносителя - на основе CFD-расчетов.

В ходе валидации были проведены расчеты стационарных состояний а. з. на различных уровнях мощности (30, 50, 75, 95 % от номинальной) и в различные моменты кампании. Сопоставление результатов расчетов с экспериментальными данными показало следующее:

1. Для активной зоны проведено сравнение расчётных значений температуры теплоносителя на выходе из центральных ТВС с показаниями 129 термопар ТМР. Получено хорошее согласование результатов. Итоговая неопределённость валидации температуры теплоносителя на выходе из активной зоны составила $\delta = 0{,}01 \pm 0{,}088$ (здесь и далее – в относительных единицах). Подтверждена критическая роль поперечных перетечек: их игнорирование не позволяет адекватно воспроизводить пространственные теплогидравлические эффекты.

2. Продемонстрирована способность расчётного кода корректно воспроизводить температуру топлива. Результаты расчётов согласуются с экспериментальными данными термометрического твэла. Неопределённость валидации составила $\delta = -0{,}007 \pm 0{,}051$.

3. Подтверждена возможность моделирования профиля подогрева теплоносителя по высоте активной зоны. Расчётное распределение температуры сопоставлено с показаниями термопар термозонда. Итоговая неопределённость расчёта температуры теплоносителя по высоте составила $\delta = -0{,}006 \pm 0{,}109$.

Таким образом, проведенные исследования подтверждают, что разработанные квазипространственные модели на основе стандартных элементов ПК КОРСАР/ЖМТ обеспечивают достаточную точность расчетов при существенной экономии вычислительных ресурсов.

Экспериментальное исследование режимов работы высокотемпературных тепловых труб с жидкометаллическим теплоносителем

Дудкин К.О., Ворожейкин Н.В., Горяев Р.А., Пожидаев А.Р., Талпа И.К.

МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва

Ключевые слова: тепловая труба, жидкометаллический теплоноситель, пассивный теплоперенос, пуск тепловой трубы, пространственная ориентация, предел переносимой мощности

Высокотемпературные тепловые трубы с жидкометаллическими теплоносителями относятся к классу наиболее эффективных устройств пассивного теплопереноса. Конструкция типичной тепловой трубы содержит в себе корпус, обеспечивающий восприятие механических нагрузок и сохранение целостности и герметичности внутреннего объёма с целью недопущения воздействия внешней среды на теплоноситель, капиллярно-пористую структуру, предназначенную для возврата конденсата теплоносителя из зоны теплоотвода в зону подвода теплоты, а также теплоноситель, выбор которого зависит от ряда факторов, включая эксплуатационные режимы устройства. Отличительные особенности тепловых труб – высокие значения эффективного коэффициента теплопроводности, изотермичность поверхности при малом термическом сопротивлении и полная автономность работы – обуславливают широкое применение в таких областях, как ядерная энергетика, аэрокосмическая техника и металлургия.

Целью настоящей работы являлось экспериментальное исследование функциональных режимов высокотемпературных тепловых труб (ТТ), использующих в качестве теплоносителя щелочные металлы – натрий и калий. Рассмотрение таких рабочих сред обусловлено сочетанием благоприятных теплофизических свойств в температурном диапазоне 600–700 °С (высокая удельная теплота парообразования и коэффициент поверхностного натяжения, низкая плотность и давление насыщенных паров) со сравнительно высокими технологическими и эксплуатационными параметрами (низкая коррозионная активность к нержавеющим сталям при малом содержании примесей), а также со значительным опытом практического применения во многих отраслях науки и техники. В задачи исследования входило изучение условий надежного запуска тепловых труб при различной пространственной ориентации (включая работу против силы тяжести), определение предельных теплопередающих характеристик (максимальных тепловых потоков, которые способно передать устройство до наступления кризисных явлений, связанных преимущественно с осушением капиллярно-пористой структуры), а также анализ профиля распределения температур в зоне конденсации при изменении рабочей температуры ТТ.

Полученные в ходе работы экспериментальные данные дают возможность оценить границы применимости тепловых труб в качестве теплообменных устройств различного назначения. Совокупность факторов, рассмотренных в работе (диапазон рабочих температур, геометрия и пространственная ориентация), позволяют сформулировать соответствующие рекомендации по внедрению ТТ в энергетические установки космического назначения.

Реакторные испытания твэлов МБИР при максимальных значениях линейной мощности в БОР-60

Меркулов А.И., Жемков И.Ю., Боев А.В., Крашенинников Ю.М., Фокеева Е.В., Валеева И.С., Беляева А.В.

АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Ключевые слова: реактор МБИР, реактор БОР-60, условия облучения, линейная мощность твэлов, замедляющий элемент, стальной элемент, плотность потока нейтронов, температура, экспериментальная ТВС

Обоснование работоспособности штатных твэлов реактора МБИР должно проводиться по результатам облучения в действующем реакторе, обладающем наиболее близкими параметрами как нейтронно-физическими, так и теплогидравлическими. Наиболее близкие условия облучения твэлов МБИР возможно реализовать в реакторе БОР-60, где уже проводился комплекс исследований по обоснованию длительной работоспособности твэлов до достижения интегральных параметров эксплуатации. Основной целью данного исследования является экспериментальное подтверждение работоспособности твэлов реактора МБИР при максимальных значениях линейной мощности.

Ввиду того, что в реакторе БОР-60 максимальная плотность потока нейтронов меньше чем в реакторе МБИР, максимальное значение линейной мощности составит около 250 Вт/см, что почти в два раза меньше максимальной линейной мощности, указанной в проекте реактора МБИР.

Выполненные расчетные исследования показали возможность обеспечения требуемых условий облучения твэлов МБИР (максимальная линейная мощность 500 Вт/см) в реакторе БОР-60 в составе специально разработанной экспериментальной ТВС, содержащей исследуемые твэлы, стальные и замедляющие элементы.

Наличие стальных и замедляющих элементов в экспериментальной ТВС с твэлами МБИР оказывает влияние на температуры оболочек твэлов в зависимости от их местоположения. Так стальные элементы позволили снизить максимальную температуру центрального твэла, а твэлы второго ряда имеют значительный перепад температур на оболочке из-за утечки тепла к менее энергонапряженным замедляющим элементам, расположенным на периферии сборки.

Испытания твэлов МБИР были проведены в реакторе БОР-60 в течение двух микрокампаний в различных ячейках с перестановкой, выполненной для поддержания максимальной линейной мощности. Перед выгрузкой экспериментальной ТВС из реактора были проведены операции по контролю герметичности оболочек твэлов. Измерения показали, что все твэлы герметичны.

Проведенные исследования подтвердили работоспособность и надежность твэлов МБИР при эксплуатации при максимальной линейной мощности. Результаты исследований использовались для подтверждения конструкторских решений и выдачи разрешения на реакторные испытания топливных сборок МБИР в составе активной зоны сооружаемого реактора.

Критический тепловой поток в парогенераторах нового поколения АЭС типа БН. Сравнение с данными скелетных таблиц

Букреева А.Д., Грабежная В.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: натрий, вода, парогенератор, критический тепловой поток, скелетные таблицы

В ряде стран разрабатываются проекты реакторных установок на быстрых нейтронах, ориентированные на применение парогенераторов (ПГ), в которых испаритель и пароперегреватель объединены в едином корпусе. Одним из основных преимуществ таких ПГ является существенное снижение металлоемкости конструкции, что значительно удешевляет его стоимость. Однако отказ от разделения ПГ на испаритель и пароперегреватель требует разрешения ряда вопросов. Основными из них являются вопросы, связанные с теплогидродинамической устойчивостью в условиях сильно перегретого пара на выходе ПГ и кризисом теплообмена во всем диапазоне эксплуатационных параметров.

В настоящее время общепринятым инструментом определения критического теплового потока ($q_{кр}$) являются скелетные таблицы, которые заложены в большинство современных теплогидравлических расчетных кодов (RELAP, TRAC, ATHLET и др.), используемые для обоснования безопасности АЭС. Эти таблицы являются результатом обобщения экспериментальных данных, полученных на разных моделях в условиях электрообогрева, и предназначались для расчета $q_{кр}$ в активной зоне реактор типа ВВЭР. Из-за крайне немногочисленных данных о кризисе теплообмена в трубах с жидкометаллическим обогревом, при проектных расчетах ПГ реакторных установок типа БН используют коды, в которые входят скелетные таблицы. Однако при электрообогреве в случае равномерного тепловыделения кризис всегда находится на выходе или вблизи выхода канала для исключения пережога экспериментальной модели. В реальном ПГ кризис возникает вдали от выхода трубы и существует протяженная закризисная зона и зона перегрева пара. Влияние области с высоким перегревом пара на кризис теплообмена ранее никем не исследовалось. Это обстоятельство требует дополнительной проверки применимости табличных данных, заложенных в расчетные коды, для условий жидкометаллического обогрева.

В работе представлены результаты скелетных таблиц с данными экспериментов, проведенных в ФЭИ на однотрубных моделях ПГ с натриевым обогревом, а также с данными Аргоннской национальной лаборатории (ANL). Экспериментальные данные охватывают диапазон давления от 6 до 18 МПа, массовой скорости от 100 до 1500 кг/(м^2·с).

Проведенный анализ показал, что экспериментальные данные qкр, полученные в ФЭИ на однотрубной модели длиной 5 метров хорошо согласуются с рекомендациями скелетных таблиц, в опытах выходное паросодержание было меньше единицы. Обнаружено существенное отклонение экспериментальных значений qкр от данных скелетных таблиц в области массовых скоростей менее 800 кг/(м^2·с), полученных на трубах с сильно перегретым паром на выходе. По-видимому, оно обусловлено наличием протяженной зоны перегрева в опытах ФЭИ на моделях 9 м и более, и в опытах ANL.

Полученные результаты указывают на необходимость уточнения существующих рекомендаций по расчету критических тепловых потоков применительно к парогенерирующим трубам с высоким перегревом пара на выходе. Для повышения достоверности расчетного обоснования и обеспечения проектной надежности целесообразно проведение новых экспериментов на однотрубных моделях с контролируемым перегревом пара, а также испытания многотрубных моделей для оценки влияния межканальной неустойчивости на кризис теплообмена.

Анализ причин нарушения конструкционной целостности первого комплекта теплообменных модулей РУ БН-600

Лякишев С.Л.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: реакторная установка, парогенератор, натрий, БН-600, течи, повреждения, теплообменные трубы, дистанционирующие решетки, трубные доски, узлы заделки

Реакторная установка на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600 надежно и безопасно работает в составе третьего энергоблока Белоярской АЭС с 1980 года. Тем не менее, в первые годы эксплуатации в модулях парогенератора ПГН-200М было зафиксировано 12 случаев межконтурных течей. Большинство течей было зафиксировано в модулях основного и промежуточного пароперегревателей. Течи пара в натрий возникали по причине наличия сквозных трещин в металле трубной доски, в узлах заделки теплообменных труб в трубную доску и в самих теплообменных трубах из-за их заклинивания в дистанционирующих решетках.

В докладе содержится информация о причинах повреждений и показан внешний вид повреждений. Отдельно описаны ремонты дефектов в теплообменных модулях на заводе-изготовителе, а также недостатки эксплуатации РУ, проводящие к термоударам в парогенераторе ПГН-200М, выявленным в первые годы эксплуатации.

В результате несовершенных алгоритмов пуска и конструктивных особенностей ПГ разница температур между паром, натрием и трубными досками модулей ПГ достигала нескольких сотен градусов. Подобные температурные удары привели к быстрому росту усталостных трещин и стали одной из причин выхода из строя теплообменных модулей РУ БН-600.

В дальнейшем в конструкцию модулей были внесены изменения, а режимы пуска усовершенствованы и строго регламентированы. С 1991 года энергоблок № 3 Белоярской АЭС работает без повреждения модулей ПГ.

Материалы доклада будут полезны инженерам и конструкторам, разрабатывающим новые проекты парогенераторов РУ типа БН.

Численное моделирование турбулентной конвекции свинцового теплоносителя в камере смешения: сравнение моделей турбулентности

Ширяев Д.В.[1], Сапожников И.С.[1], Тутукин А.В.[1], Листратов Я.И.[2]

[1] АО «НИКИЭТ», Москва
[2] НИУ «МЭИ», Москва

Ключевые слова: турбулентность, свинцовый теплоноситель, смешанная конвекция, численное моделирование

Актуальность работы обусловлена ограниченным объёмом экспериментальных и численных данных по турбулентной конвекции и теплопереносу в жидкометаллических теплоносителях. Для сред с низкими числами Прандтля и высокими числами Рейнольдса описание течения и теплообмена связано с существенными трудностями. Проведение экспериментов в условиях реакторных установок ограничено высокой стоимостью, конструктивными сложностями и невозможностью размещения большого количества измерительной аппаратуры.

В этой связи численное моделирование становится одним из ключевых инструментов исследования процессов смешанной турбулентной конвекции. При этом получение достоверных численных результатов, пригодных для инженерного анализа, требует обязательной верификации и валидации применяемых моделей. Это предполагает систематическое сопоставление результатов моделирования с экспериментальными данными и подтверждение адекватности используемых моделей турбулентности физическим процессам, протекающим в реальных условиях эксплуатации.

Наибольшее количество исследований смешанной турбулентной конвекции выполнено для жидкого натрия и ртути, тогда как для свинца объём данных остаётся ограниченным. При этом свинец рассматривается как перспективный теплоноситель реакторов для энергосистем IV поколения, включая БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200.

В настоящей работе выполнено численное моделирование турбулентной смешанной конвекции свинцового теплоносителя в модели верхней камере с использованием коммерческого программного комплекса STAR-CCM+. Математическая модель задачи основана на решении осреднённых по Рейнольдсу уравнений Навье – Стокса (RANS). Моделирование проведено для режима номинальной тепловой нагрузки, соответствующего экспериментальным данным.

В рамках работы рассмотрен и сопоставлён ряд наиболее распространённых RANS-моделей турбулентности, применяемых для расчёта высокорейнольдсовых течений: k-ε Realizable, Spalart – Allmaras, k-ω SST и k-ω Wilcox. Основной целью исследования является сравнительный анализ указанных моделей турбулентности и выбор наиболее подходящей модели для описания процессов смешанной турбулентной конвекции свинцового теплоносителя в условиях модели верхней камеры.

Сопоставление результатов выполнено на основе сравнения температурных полей и характеристик течения с экспериментальными данными, полученными с использованием термопарного зонда при углах его поворота −20°, −10°, 0°, 10° и 20° на различных высотных отметках. Это позволило проанализировать зону взаимодействия потоков и особенности их перемешивания.

Полученные результаты использованы для оценки применимости моделей турбулентности и выбора модели, обеспечивающей наилучшее согласование с экспериментом при расчёте теплогидравлических процессов в реакторных установках со свинцовым теплоносителем.

Численное моделирование испытаний макета системы локализации течи парогенератора РУ БРЕСТ-ОД-300

Афремов Д.А., Морозов А.В., Тутукин А.В.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: CFD, прямая контактная конденсация (DCC), модель VOF, циркуляционно-барботажное устройство, система локализации течи парогенератора, БРЕСТ-ОД-300, STAR-CCM+

Система локализации течи парогенератора (СЛТП) является системой безопасности РУ БРЕСТ-ОД-300 и предназначена для защиты блока реакторного (БР) от превышения предельно допустимого давления при нарушениях нормальной эксплуатации (ННЭ), вызванной межконтурной неплотностью (разгерметизацией труб парогенератора (ПГ)). Обоснование безопасности РУ требует использования аттестованных программных средств по установленным процедурам.

С целью расширения области действий аттестационного паспорта программы для ЭВМ STAR-CCM+ на область моделирования системы локализации течи парогенератора (СЛТП) РУ со свинцовым теплоносителем при авариях, связанных с разгерметизацией труб парогенератора была выполнена работа по численному CFD моделированию режимов испытаний макета системы локализации течи парогенератора РУ БРЕСТ-ОД-300. Задача численного моделирования заключалась в определении погрешностей расчёта: максимального абсолютного давления парогазовой смеси в полостях и помещениях СЛТП в процессе локализации аварии; разности температур между температурой насыщенного пара и средней температурой воды в баке циркуляционно-барботажного устройства (УЦБ) после локализации аварии; уровне воды в баке УЦБ после локализации аварии.

Экспериментальные данные для численного моделирования получены при испытаниях макета одной петли СЛТП РУ БРЕСТ-ОД-300 в АО «ЭНИЦ». Режимы испытаний соответствовали двум сценариям запроектых аварий при разгерметизации труб парогенератора РУ БРЕСТ-ОД-300. На первом режиме испытаний максимальный расход пара на входе в макет составлял 3,77 кг/с, на втором 11,33 кг/с. Параметры пара до расширения соответствовали давлению не менее 7 МПа и температуре не мене 425 °С.

В расчетах использовались следующие физические модели:

– модель идеального газа для пара, воздуха и аргона,

– модель несжимаемой жидкости с зависимостью плотности от температуры для воды,

– модель многофазного потока Volume of Fluid (VOF),

– URANS (Unsteady Reynolds-Averaged Navier Stocks) с моделью турбулентности Realizable *k*-ε Two-Layer,

– модель кавитации Шнера – Сауэра (Schnerr – Sauer).

Для оценки погрешности расчёта использовалась методика, основанная на сопоставлении результатов эксперимента и расчёта. Суммарная погрешность расчётного параметра определяется по формуле

$$\delta_{\Sigma} = \pm\sqrt{\delta_{\text{р}}^2 + \delta_{\text{изм}}^2}\,, \qquad (1)$$

где $\delta_{\text{р}}$ – относительная погрешность расчёта, определяется из сопоставления расчётных значений параметра с экспериментально измеренным, %; $\delta_{\text{изм}}$ – относительная погрешность измерения в эксперименте, %.

$$\delta_{\text{р}} = \frac{N_{\text{эксп}} - N_{\text{расч}}}{N_{\text{эксп}}}, \qquad (2)$$

где $N_{\text{эксп}}$ – экспериментальное значение; $N_{\text{расч}}$ – расчётное значение.

В качестве погрешности расчётного параметра принимается максимальное значение δ_{Σ}, полученное при сопоставлении результатов эксперимента и расчёта.

По результатам выполненных расчётов погрешности расчёта на первом режиме при максимальном расходе пара до 3,77 кг/с:

– максимального абсолютного давления парогазовой смеси в газовых полостях, трубопроводах и газовой полости бака УЦБ – ± 17,4 %;

– уровня воды в УЦБ после локализации аварии – ± 2,2 %,

– разности температур между температурой насыщенного пара и средней температурой воды в баке барботере (ББ) после локализации аварии – ± 12,7 %.

Погрешности расчёта на втором режиме при максимальном расходе пара от 3,77 до 11,33 кг/с:

– максимального абсолютного давления парогазовой смеси в газовых полостях, трубопроводах и газовой полости бака УЦБ – ± 24,5 %;

– уровня воды в УЦБ после локализации аварии – ± 5,0 %.

– разности температур между температурой насыщенного пара и средней температурой воды в баке ББ после локализации аварии – ± 5,5 %.

По результатам проведенной работы выпущено дополнение к отчёту о верификации и получено расширения области действий аттестационного паспорта программы для ЭВМ STAR-CCM+ на область моделирования СЛТП РУ со свинцовым теплоносителем при авариях, связанных с разгерметизацией труб парогенератора.

Секция 14.
Тепломассообмен, магнитная гидродинамика, вибрации и акустика в энергетических установках

Моделирование процессов переноса продуктов деления по газоотводному тракту многоэлементного электрогенерирующего канала

Гончар Н.И., Орешенкова Е.К.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: электрогенерирующий канал, межэлектродный зазор, продукты деления, перенос

В многоэлементном электрогенерирующем канале (ЭГК) с внутренним расположением топлива и твэлом, вентилируемым через межэлектродный зазор (МЭЗ) неизбежно присутствие в МЭЗ газообразных продуктов деления (ГПД): стабильных и радиоактивных инертных газов, а также эмиссионно-активных дочерних продуктов радиоактивного распада.

Для оценки их влияния на выходные характеристики ЭГК необходима модель переноса инертных радиоактивных газов (ИРГ – изотопов криптона и ксенона) и дочерних продуктов распада от делящегося топлива до выхода из газоотводных трактов электрогенерирующих элементов (ЭГЭ) в МЭЗ, и далее переноса по МЭЗ до выхода в цезиевую систему с учетом возможного осаждения в трактах ЭГЭ и на коллекторе. Определение степени и состава покрытия коллектора продуктами распада ИРГ позволило бы оценить влияние присутствия в МЭЗ продуктов деления (ПД) на выходные характеристики канала по ходу кампании.

В работе представлена модель, которая включает описание выхода ГПД из топлива, переноса по газоотводным трактам ЭГЭ и миграции по МЭЗ до выхода в цезиевую систему. Модель учитывает образование дочерних продуктов (пары металлов) по цепочкам радиоактивного распада и возможное их осаждение в процессе переноса. По газоотводным трактам ЭГК мигрирует парогазовая смесь, состоящая из ГПД и паров металлов – продуктов распада ИРГ. Перенос происходит в результате непрерывного газовыделения из делящегося топлива и выравнивания давлений в полостях ЭГЭ и МЭЗ. Основной компонент и рабочее тело миграционного потока – стабильные ГПД.

В описании процесса выделены три главных этапа: выход ГПД из топлива в газоотводной тракт ЭГЭ, перенос по тракту с учетом возможного осаждения до выхода в МЭЗ и прохождение МЭЗ с учетом адсорбции, десорбции, осаждения и конденсации на коллекторе.

Выявлено три механизма формирования покрытия коллектора дочерними продуктами ИРГ в зависимости от соотношения их парциальных давлений в МЭЗ и давлений их насыщенных паров, соответствующих средней температуре в объеме МЭЗ и температуре коллектора. Это адсорбция/десорбция, конденсация и осаждение. Находящиеся

в МЭЗ пары летучих металлов сорбируются и десорбируются на электродах, а тугоплавкие, такие как иттрий, цирконий, ниобий, лантан и церий могут оседать на коллекторе, что влияет на выходные характеристики ЭГК.

Выполненные для ряда ЭГК расчеты показали, что при отсутствии хемосорбции можно выделить три группы элементов ПД, формирующих покрытие коллектора. Распределение по группам будет зависеть от температуры и суммарного давления в МЭЗ, которое принято равным давлению паров цезия в резервуаре цезиевой системы.

На коллекторе образуется два покрытия: динамическое, формируемое адсорбцией/десорбцией летучих дочерних продуктов, и статическое, которое по ходу кампании накапливается из паров конденсирующихся и недесорбирующихся тугоплавких металлов.

Модель позволяет оценивать толщину и состав покрытия коллектора по ходу кампании, что может быть полезным для прогнозирования ресурса и электрофизических характеристик ЭГК.

Исследование закономерностей охлаждения высокотемпературных тел в недогретых жидкостях

Молотова И.А.[1,2], Виноградов М.М.[2], Забиров А.Р.[2], Дебердеев Д.Д.[2], Краснов Н.А.[2], Ямщикова Л.В.[1], Молотов И.М.[2], Ягов В.В.[2]

[1] ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва
[2] НИУ «МЭИ», Москва

Ключевые слова: пленочное кипение, недогрев жидкости, термограмма охлаждения, эксперимент, физическая модель

С целью установления закономерностей охлаждения высокотемпературных тел в недогретых жидкостях в НИУ «МЭИ» ведутся систематические экспериментальные исследования по изучению теплообмена при пленочном и переходном кипении в условиях охлаждения нагретых до высоких температур сфер и цилиндров в различных жидкостях. В настоящее время накоплен обширный массив экспериментальных данных, который состоит более, чем из 3000 экспериментальных режимов.

В том числе, проведено исследование влияния внутреннего источника тепловыделения на процесс охлаждения высокотемпературного цилиндра в воде, этаноле, перфторгексане (FC-72), бинарных смесях вода – этанол различных концентраций, водных растворах борной кислоты с концентрациями 2, 4, 8 %. Выбор жидкостей обусловлен установлением влияния теплофизических свойств жидкостей на изучаемый процесс. Исследования по охлаждению в водных растворах борной кислоты направлены на имитацию повторного залива активной зоны реактора. При возникновении таких аварийных ситуаций необходимо охладить разогретые до высоких температур тепловыделяющие элементы с остаточным энерговыделением. При этом важной задачей является определение прогнозируемой температуры перехода к интенсивному режиму охлаждения (минимальной температуры пленочного кипения).

Охлаждаемый образец представляет собой медный цилиндр с никелевым покрытием, нанесенным гальваническим способом для защиты от окисления. Размеры образца: длина 112 мм, диаметр 24 мм. Образец имеет скругление во избежание концевых эффектов. Внутри образца устанавливались патронные (картриджные) нагреватели различной мощности: 200, 250, 400 и 600 Вт. Диаметр нагревателя составляет 16 мм, длина 100 мм.

Эксперименты включали следующие этапы. В начале образец нагревался на воздухе с помощью высокочастотного индуктора или патронного нагревателя до необходимой температуры (400–700 °С в зависимости от режима охлаждения). Далее цилиндр перемещался в объем охлаждающей жидкости с различным недогревом (от 0 до 150 °С). Эксперименты по охлаждению проводились как с включенным патронным нагревателем, так и без внутреннего источника тепловыделения для сравнения режимов охлаждения. Температура образца в процессе эксперимента фиксировалась при помощи хромель-алюмелевой термопары, расположенной внутри образца вблизи с его поверхностью.

Установлено, что при наличии внутреннего источника тепловыделения длительность режима устойчивого пленочного кипения увеличивается. Температуры перехода без и с внутренним источником тепловыделения имеют близкие значения и отличаются в пределах ± 10 К. При этом темп охлаждения в режиме устойчивого пленочного кипения определяется теплофизическими свойствами охлаждающей жидкости (теплота парообразования, вязкость). Обнаружено, что при определенном сочетании теплофизических свойств жидкости и малого ее недогрева возможно возникновение квазистационарного режима устойчивого пленочного кипения, такой режим был обнаружен при охлаждении в FC-72.

При охлаждении цилиндра в водных растворах борной кислоты установлено, что с ростом концентрации борной кислоты в воде наблюдается сокращение длительности пленочного кипения и небольшой рост температуры перехода. По всей видимости, это связано с образованием отложений борной кислоты на поверхности образца, что приводит к интенсификации процесса. Эксперименты с различной мощностью внутреннего источника тепловыделения демонстрируют уменьшение скорости охлаждения при увеличении мощности нагревателя. Температура перехода при этом изменяется в пределах ± 50 К.

Исследования были проведены при поддержке Российского научного фонда, проект № 25-79-10144.

Расчетный анализ процессов конденсации и испарения в системах с низкими тепловыми потоками

Грязев А.С., Жулина Ю.К., Осипов А.М.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: испарение, конденсация, бассейн выдержки, низкий тепловой поток, стефанов поток

При обосновании безопасности согласно НП-001-15 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» должен быть представлен реалистический (неконсервативный) анализ запроектных аварий на АЭС, содержащий оценки вероятностей путей протекания и последствий запроектных аварий. Существующий подход к разработке руководств по управлению запроектными авариями (РУЗА) (РБ-102-15 «Рекомендации к структуре и содержанию руководства по управлению запроектными авариями, в том числе тяжелыми авариями») подразумевает рассмотрение дополнительных (для целей вероятностного анализа) консервативных сценариев запроектных аварий. Одним из таких сценариев является образование взрывоопасной концентрации

водорода в бассейне выдержки (БВ) отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) РБМК, для которого необходима оценка массы водорода, образующегося в ходе аварии. Стоит также отметить, что определяющую роль в развитии аварийного процесса в БВ РБМК играют процессы с низкими тепловыми потоками, такие как испарение недогретой до кипения жидкости и её конденсация на элементах конструкций.

При учете процесса испарения снижается консерватизм расчетов, т. к. при увеличении концентрации водяных паров сужаются пределы воспламеняемости и детонации водородопаровоздушных смесей.

Для проверки разрабатываемой модели поведения водородосодержащей смеси в БВ ОЯТ в части учета испарения и конденсации был выбран эксперимент с низкими тепловыми потоками. Экспериментальная установка включала в себя два цилиндрических теплоизолированных сосуда объемом 2,75 л каждый, заполненных дистиллированной водой, в одном из которых находился нагреватель. В процессе данного эксперимента происходил нагрев воды (ниже температуры кипения) в открытом сосуде, при этом фиксировалась температура и изменение уровня воды.

На изменение уровня воды в сосуде влияют три фактора − испарение, конденсация и уменьшение плотности воды при росте температуры. В разрабатываемой расчетной модели испарения с поверхности воды (до кипения) используется подход со стефановым потоком массы, а также учитывается конденсация водяного пара и изменение плотности воды от температуры. Стоит отметить, что подход со стефановым потоком применяется в узкой области пограничного слоя над поверхностью воды.

Проведен расчет изменения уровня воды, который показал качественное согласие экспериментальных данных с результатами вычислений.

О контактном сопротивлении в магнитных расходомерах

Верещагина Т.Н., Логинов Н.И.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: измерение расхода, магнитный расходомер, жидкий металл, свинец-висмут, контактное электрическое сопротивление, концентрация кислорода, обработка экспериментальных данных

Для измерения расхода жидкометаллических теплоносителей существующих и разрабатываемых ядерных и термоядерных установок различного назначения используются магнитные расходомеры. Этому способствует ясность физических основ их принципа действия и простота конструкции. Однако при их практическом применении существуют некоторые ограничения и затруднения. Одно из них – наличие контактного электрического сопротивления между теплоносителем и стенкой расходомера, сильно влияющего на его работу. Это явление отмечалось в работах Дж. Шерклифа, посвящённых теории электромагнитных расходомеров, ещё в пятидесятых годах прошлого века.

В Физико-энергетическом институте проводились работы по освоению эвтектического сплава свинец-висмут с целью использования его в качестве теплоносителя ядерных энергетических установок. В частности, в результате многолетних исследований в области электромагнитных расходомеров для жидких металлов были разработана методы исключения влияния контактного сопротивления, препятствующего приме-

нению широко известных электромагнитных расходомеров (Логинов Н.И. Электромагнитные преобразователи расхода жидких металлов. М.: Энергоиздат, 1981). Эти методы были рекомендованы для практического применения и, в целом, обеспечили потребности в измерении расхода сплава свинец-висмут и других металлов, плохо смачивающих стенку трубопровода.

В 1999 году впервые был опубликован метод измерения самого контактного сопротивления и экспериментальные данные о его величине, полученные в широком диапазоне концентрации кислорода при различной температуре сплава (Логинов Н.И. Электромагнитные расходомеры для эвтектического сплава свинец-висмут. Изв. ВУЗов, Ядерная энергетика. № 3, с. 80–88). Результаты этих исследований позволили сделать важный практический вывод: простейшие магнитные расходомеры с электродами, приваренными к наружной поверхности трубопровода, следует располагать в высокотемпературной части циркуляционного контура. Однако, подробного анализа полученных результатов в то время не проводилось.

В настоящей работе выполнен анализ экспериментальных данных, позволивший более точно определить зависимость контактного сопротивления от расхода, концентрации кислорода и от температуры. Приведено сравнение старых и обработанных по новому методу результатов. Новый метод даёт значения контактного сопротивления на 30–40 % меньше чем старые данные.

Выполнена аппроксимация температурной зависимости контактного сопротивления для каждой концентрации. Для трёх концентраций кислорода от $4 \cdot 10^{-6}$ до $2 \cdot 10^{-5}$ все данные с достаточно хорошей точностью укладываются на одну кривую, представляющую собой уравнение Аррениуса. Сопоставление этих данных с уравнением растворимости кислорода в сплаве свинец-висмут показало, что все они относятся к области ненасыщенного раствора. Из полученного уравнения следует, что контактное сопротивление обращается в нуль при температуре 476 °С. По-видимому, при этой температуре происходит полное смачивание стенки расходомера сплавом и устанавливается идеальный электрический контакт. При более высоком содержании кислорода температурные зависимости контактного сопротивления расслаиваются по концентрациям.

В результате сделан вывод о том, что магнитные расходомеры простейшей конструкции могут стабильно работать в циркуляционных контурах с эвтектическим сплавом свинец-висмут, с температурой 475 °С и выше, если концентрация кислорода не превышает $2 \cdot 10^{-5}$ %.

Прямое численное моделирование смешанной конвекции при подъемном МГД-течении в круглой трубе

Шафиков И.И.[1,2], Листратов Я.И.[2]

[1] *АО «НИКИЭТ», Москва*
[2] *НИУ «МЭИ», Москва*

Ключевые слова: жидкий металл, смешанная конвекция, подъемное течение, поперечное магнитное поле, прямое численное моделирование

Исследование направлено на изучение смешанной конвекции жидкометаллического теплоносителя при подъемном течении в круглой трубе под действием поперечного магнитного поля, так и без него. Актуальность исследования МГД-течений в каналах обусловлена перспективой их применения в тестовых модулях бланкета термоядерного реактора. Из существующих концепций модулей бланкетов можно выделить следующие: SCLL (самоохлаждаемый свинцово-литиевый модуль), LLCB (свинцово-литиевый керамический размножающий модуль), DCLL (свинцово-литиевый модуль с двойным охлаждением), WCLL (свинцово-литиевый модуль с водяным охлаждением), HCLL (свинцово-литиевый модуль с гелиевым охлаждением). Конфигурация подъемного течения, которая рассматривается в нашей работе, будет реализована в проектах SCLL, LLCB, DCLL. В отсутствии магнитного поля актуальность исследования связана с применением жидких металлов в качестве теплоносителя в ядерных реакторах. Выше перечисленных устройствах течение жидкометаллического электропроводящего теплоносителя сопровождается сильным воздействием тепловой нагрузки, в случае ядерных реакторов, а в случае термоядерного реактора еще и воздействием магнитного поля.

Работа выполнена методом прямого численного моделирования. Расчет проводился при числах Рейнольдса до 12000, числах Ричардсона от 0 до 2,4 и числах Гартмана до 300 для двух предельных случаев проводимости стенок трубы. Результаты моделирования для изолированной трубы сравнивались с данными измерений в экспериментах на ртути.

Представлены результаты исследований влияния поперечного магнитного поля на структуру течения жидкого металла при смешанной конвекции. Показано совместное влияние сил плавучести и магнитного поля на течение и теплообмен. Влияние сил плавучести проявляется в формировании М-образного профиля скорости и воздействии на турбулентность. Влияние поперечного магнитного поля проявляется в подавлении турбулентного переноса и ламинаризации течения с образованием сильной неоднородности профиля продольной скорости по углу и высокими градиентами продольной скорости в поперечном направлении. В зависимости от проводимости стенки трубы и соотношений параметров – числа Ричардсона и Гартмана возникают течения с различной топологией профиля продольной скорости, которые определяют распределение температуры стенки и значения коэффициентов теплоотдачи. Показано, что в магнитном поле в случае изолированных стенок при возрастании числа Ричардсона течение имеет тенденцию к неустойчивости, которая развивается в струях, образующихся в области слоев Робертса. Периодический процесс развития и обрыва струй приводит к возникновению и развитию вихревых структур, сохраняющихся в магнитном поле и вызывающих флуктуации компонент скорости и температуры в потоке. Получена зависимость для сопротивления трения и теплоотдачи (числа Нуссельта) от числа Ричардсона. Помимо влияния магнитного поля и термогравитационной конвекции на гидродинамику и теплообмен при течении жидкого металла было рассмотрено влияния двух разных граничных условий на входе.

Измерение расхода натриевого теплоносителя в трубопроводах большого диаметра (DN ≥ 400)

Михайлова Ю.В.

АО «НИИТеплоприбор», Москва

Ключевые слова: магнитное число Рейнольдса, магнитное поле индуктора, жидкометаллический теплоноситель, магнитный расходомер, деформация магнитного поля, пары электродов, погрешность, линейная аппроксимация

Магнитное поле в канале магнитных расходомеров определяется суммой магнитных полей индуктора и магнитного поля, индуцированного движением жидкости. Высокая электропроводность жидкометаллических теплоносителей в сочетании с большими скоростями потока приводят к заметной величине индуцированного магнитного поля. При этом сигнал с электродов первичного преобразователя магнитного расходомера перестает быть линейным по расходу. Основной задачей разработки расходомеров является создание конструкции первичного преобразователя, максимально ослабляющей этот эффект.

В данной работе рассматриваются две возможности: создание расходомеров полнопроходного типа, в которых магнитное поле индуктора пронизывает все сечение трубопровода, и создание расходомеров с локальными преобразователями скорости. Рассматривается натриевый теплоноситель. Результаты справедливы для любых жидкометаллических теплоносителей, смачивающих материал трубопровода.

Для расходомеров полнопроходного типа рассмотрены два решения: расходомеры с одной парой электродов и многоэлектродный расходомер.

Для одноэлектродного расходомера рассчитана нелинейность сигнала с электродов в зависимости от протяженности магнитного поля индуктора и расположения электродов. Подтвержден численно эффект снижения нелинейности сигнала с электродов U от расхода при оптимальном выборе положения электродов, отмеченный в работе Шурупова В.А., Кебадзе Б.В. и Фомина А.Н. (Application of Physical Modeling When Calibrating High Range Electromagnetic Flowmeters // IAEACN245166), полученными на натриевой расходомерной установке ИРС-М. Исследованы условия, при которых сигнал с электродов линейно зависит от магнитного числа Рейнольдса. Отмечено, что при этом можно определить зависимость сигнала электродов от расхода с помощью имитационного моделирования (без использования расходомерной установки).

Если бы имелась возможность отградуировать расходомер во всем диапазоне измеряемого расхода на проливном натриевом расходомерном стенде, то нелинейность характеристики одноэлектродного прибора можно было бы просто учесть и при необходимости исправить программной обработкой сигнала. Однако практически такой возможности нет, поскольку отсутствуют метрологические проливные натриевые расходомерные стенды требуемой производительности.

Многоэлектродные расходомеры используют следующее. В рабочем объеме электромагнитного расходомера распределение скорости практически не зависит от координаты вдоль оси цилиндра. Поэтому общее выражение для профиля скорости для нашей задачи имеет вид: $\mathbf{v} = (0, 0, v_z)$, $v = v(\rho, \vartheta)$. При этом условии доказано, что среднее значение компоненты индуцированного магнитного поля $\mathbf{B}_{ind}^{\perp}$, перпендикулярной оси трубы, вдоль образующей трубы (ось z) равно нулю. Математически это утверждение записывается в виде соотношения $\int_{-\infty}^{\infty} dz\, \mathbf{B}_{ind}^{\perp} = 0$. Таким образом, величина $\overline{U} = \int_{-\infty}^{\infty} dz_э U(\mathbf{r}_э)$ не за-

висит от магнитного числа Рейнольдса и подобно выходному сигналу первичного преобразователя расхода для воды определяется усредненным значением распределения скорости потока по сечению канала. Отметим, что при этом для численного расчета сигнала необходима информация только об осредненных вдоль оси трубы характеристиках магнитного поля. В данной работе рассмотрено влияние на чувствительность многоэлектродного расходомера и линейность его характеристики следующих факторов: протяженности и неоднородности магнитного поля, состава пространственных гармоник, проводимости стенки и жидкости, толщина трубопровода.

Расходомер с локальными преобразователями скорости для измерения расхода жидкого натрия описан в работе Asada T., Kittaka D., Komai M. and others (Development of a new electromagnetic flow meter for a fast reactor – Feasibility of EMF composed of multi-unit // Int. Conf. on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13 4–7 March 2013 Paris, France). Он состоит из магнитных сердечников в форме буквы М и катушек возбуждения для формирования магнитного поля, перпендикулярного внешнему каналу пути потока, и пары электродов для измерения наведенного напряжения. В данной работе проанализированы отличные варианты расходомеров. Рассчитаны метрологические характеристики расходомеров, влияние профиля скорости. Указана возможность калибровки расходомера с помощью имитационного моделирования и натриевой проливочной установки

Полученные результаты могут быть использованы для оптимизации конструкции и метода градуировки расходомера.

Теплогидродинамическая неустойчивость взаимодействия расплава металла с водой

Сулацкий А.А.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: расплав металла, недогретая вода, паровой слой, дисперсионное уравнение, неустойчивость Рэлея – Тейлора, дисперсионная функция, волна максимального роста, расплав железа, расплав свинца

В данной работе в плоской двумерной постановке рассматривается возникновение неустойчивости в трёхфазной системе «расплав металла – водяной пар – недогретая до температуры кипения вода» при изменении толщины парового слоя. Изменение толщины парового слоя происходит с переменной скоростью, определяемой балансом тепла, подводимого теплопроводностью от расплава металла к воде, и тепла, отводимого вглубь воды. В данных условиях изменение толщины парового слоя происходит с ускорением отличным от нуля. Причём, если толщина парового слоя превышает пороговую (равновесную) величину, определяемую равенством теплового потока, подводимого от расплава к границе воды и пара, и теплового потока, отводимого вглубь недогретой воды, то ускорение роста толщины парового слоя, а, соответственно, и ускорение движения границы раздела расплав – пар, может стать направленным от лёгкой фазы (пар) в сторону тяжёлой фазы (расплав металла). Такое направление ускорения, как известно, провоцирует неустойчивость границы раздела расплав – пар и, как показано в данной работе, неустойчивость всей тройной системы по типу неустойчивости Рэлея – Тейлора.

Задача решена с применением вириального метода в линейном приближении. Кроме силы инерции, вызванной ускорением границы расплав – пар, в решении учтены капиллярные силы на обеих межфазных границах и перепад давления, имеющий место на границе пара и воды из-за фазового перехода вода – пар. Предположено, что сила тяжести много меньше инерционных сил, вызванных ускорением движения интерфейса расплава и пара. Течения всех сред приняты потенциальными, а сами среды – несжимаемыми. В ходе решения задачи получено дисперсионное уравнение (уравнение четвёртой степени относительно безразмерного инкремента роста возмущений). После предположений о малости некоторых слагаемых дисперсионного уравнения получена дисперсионная функция, связывающая волновое число возмущения и инкремент роста волны соответствующей длины. Далее было получено выражение для длины волны максимального роста, обычно связываемой с характерным размером образующихся вследствие дальнейшего развития неустойчивости частиц расплава и/или воды.

Полученный аналитический результат применён в численных оценках влияния следующих факторов процесса:

– тип расплава (было проверено два типа расплава: железо и свинец);

– температура расплава (железо: 1550, 1900 и 2250 °C, свинец: 350, 700 и 1050 °C);

– температура воды: 20, 40, 60 и 80 °C;

– эффективность теплоотвода от интерфейса пара и воды вглубь последней;

– невозмущённая толщина парового слоя.

Давление в системе при расчётных оценках принято равным атмосферному.

Полученная зависимость длины волны максимального роста от невозмущённой толщины парового слоя носит немонотонный характер с резким минимумом в непосредственной близости от равновесной толщины слоя. Наиболее сильное влияние на положение как этого минимума, так и на сдвиг всей зависимости оказывает эффективность теплопередачи вглубь воды – чем больше соответствующий тепловой поток, тем меньше минимальная длина волны максимального роста и соответствующая ей невозмущённая толщина парового слоя. Соответствующий сдвиг имеет место для всей зависимости длины волны максимального роста от толщины парового слоя.

Влияние температуры расплава более слабое, но увеличение этой температуры приводит к некоторому увеличению минимальной длины волны максимального роста и соответствующей этому экстремуму толщины парового слоя.

Как дисперсионная функция, так и формула для волнового числа волны максимального роста получены в безразмерном виде, поэтому, кроме воды и расплавов железа и свинца, пригодны и к другим комбинациям веществ трёхфазной системы.

Анализ применения частично параболизированных уравнений Навье – Стокса для расчёта параметров теплоносителя при блокировке проходного сечения ТВС реактора типа ВВЭР

Фокин С.М., Чусов И.А.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: уравнения Навье – Стокса, реактор ВВЭР, блокировка ТВС, уравнение теплопроводности

В докладе рассматривается возможность применения частично параболизированных уравнений Навье – Стокса при блокировке проходного сечения ТВС. Характерной чертой данного процесса является значительное изменение температуры, давления, полей скоростей в зоне блокирования.

Актуальность темы определяется тем, что эффект блокировки в значительной степени влияет на безопасность эксплуатации установки в целом.

Настоящий анализ проводится с целью построения такой модели течения, которая позволит рассчитать распределение давления, температуры и скорости теплоносителя с наименьшими вычислительными затратами без потери точности. Работа является первичной оценкой эффективности преобразования уравнений, используя подход Прандтля – Мизеса.

В работе представлена одна из возможных классификаций блокировки проходного сечения ТВС, проведён анализ экспериментальных данных, полученных из расчётов по программам COBRA-IV, ТЕМПА-1Ф, JetMeth.

Модель ТВС представляет собой цилиндрическое тело, которое поделено на кольцевые зоны, по которому снизу-вверх движется теплоноситель. Полагается, что движение на стенке отсутствует.

Исходная система дифференциальных уравнений имеет вид:

$$\frac{\partial}{\partial x}(\rho U)+\frac{\partial}{\partial y}(\rho V)=0, \tag{1}$$

$$\rho U\frac{\partial U}{\partial x}+\rho V\frac{\partial U}{\partial y}=\frac{\partial}{\partial y}\left[\rho\varepsilon\frac{\partial U}{\partial y}\right]-\rho g+\rho g\beta\Delta T-\frac{\partial P}{\partial x}, \tag{2}$$

$$\rho U\frac{\partial V}{\partial x}+\rho V\frac{\partial V}{\partial y}=\frac{\partial}{\partial y}\left[\rho\varepsilon\frac{\partial V}{\partial y}\right]-\frac{\partial P}{\partial y}, \tag{3}$$

$$\rho U\frac{\partial T}{\partial x}+\rho V\frac{\partial T}{\partial y}=\frac{\partial}{\partial y}\left[\frac{\rho\varepsilon}{\mathrm{Pr}_t}\frac{\partial T}{\partial y}\right]+\frac{q_V}{c_p}, \tag{4}$$

где x, y – продольная и поперечная координаты в декартовой системе координат, [м, м]; U, V – продольная и поперечная составляющая скорости, [м/с, м/с]; T – температура [К]; P – давление, [Па]; g – ускорение свободного падения, [м/с^2]; β – коэффициент термического расширения [К$^{-1}$]; c_p – коэффициент теплоемкости, [Дж/(кг·К)]; ρ – плотность, [кг/м^3]; q_V – объёмное энерговыделение [Вт/м^3]; ε – комбинированный коэффициент вязкости.

С учётом граничных условий для решения данной системы необходимо знать теплофизические свойства теплоносителя, которые могут быть найдены с использованием

хорошо известных справочных данных. Зная величину объемного энерговыделения в активной зоне реакторной установки, на основании решения уравнения теплопроводности, можно найти поле температур в оболочке твэл, газовом зазоре и топливе.

Методика расчёта температуры топлива и оболочки сводится к следующему (обратная задача):

– в начальный момент, определяется такая координата точки, которая максимально близка в поверхности твэла. Для нее записывается граничное условие равенства тепловых потоков от твэла к теплоносителю;

– решая уравнение теплопроводности, находится распределение температуры в любой точке твэла.

В докладе рассматривается еще один вариант решения поставленной задачи. Этот подход базируется на приведении системы уравнений (1)–(4) к уравнению типа уравнение тепловодности используя подход Прандтля – Мизеса. Исходная система дифференциальных уравнений после всех преобразований, примет следующий вид:

$$\frac{\partial U}{\partial \xi} = \frac{\partial}{\partial \psi}\left(\rho^2 U \varepsilon \frac{\partial U}{\partial \psi}\right) - \frac{1}{\rho U}\left(\rho g + \rho g \beta \Delta T + \frac{\partial P}{\partial \xi} + \rho V \frac{\partial P}{\partial \psi}\right), \tag{5}$$

$$\frac{\partial V}{\partial \xi} = \frac{\partial}{\partial \psi}\left(\rho^2 U \varepsilon \frac{\partial V}{\partial \psi}\right) - \frac{\partial P}{\partial \psi}, \tag{6}$$

$$\frac{\partial T}{\partial \xi} = \frac{\partial}{\partial \psi}\left(\frac{\rho^2 U \varepsilon}{\mathrm{Pr}_t}\frac{\partial T}{\partial \psi}\right) + \frac{q_V}{c_p \rho U \rho \varepsilon_t}. \tag{7}$$

Дополняя уравнения (5)–(7) граничными и начальными условиями получим полностью замкнутую систему уравнений, решение которой, позволит найти все требуемые параметры. Отметим, что для решения системы уравнений необходимо вычислить значения коэффициента турбулентного обмена и турбулентного аналога числа Прандтля. Решение этой задачи выходит за рамки настоящего доклада.

Отметим одну принципиальную особенность системы уравнений (5)–(7). В ходе преобразования каждое уравнение переноса из уравнения конвективно-диффузионного типа приняло вид диффузионного, а уравнение неразрывности тождественно удовлетворилось путем введения функции тока.

Дифференцируя (5) по продольной координате, а (6) по поперечной и складывая полученный результат, получим уравнение Пуассона, которое необходимо для нахождения поля давления.

Таким образом, система уравнений (5)–(7) и уравнение Пуассона для давления, образуют полностью замкнутую систему параболических уравнений, решение которых приводит к нахождению полей скорости и температуры во всем объеме активной зоны, включая зоны блокировки проходного сечения.

Адаптация моделей осаждения аэрозолей к условиям аварий LOCA на термоядерных установках типа токамак

Гембицкий Н.Д.
ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: LOCA, токамак, моделирование аварии, осаждение пыли, барботаж

При эксплуатации термоядерных установок (ТЯУ) на основе токамака на обращённых к плазме поверхностях дивертора и первой стенки образуется слой активированной металлической пыли, что связано с эрозией материала поверхностей. В ходе аварий с истечением теплоносителя (LOCA – loss-of-coolant accident) в вакуумную камеру (ВК) из систем охлаждения обращённых к плазме компонентов возможно взвешивание пыли с её дальнейшим переносом по объёму ВК и связанным с ВК системам снижения давления и помещениям. В случае выхода пыли в окружающую среду формируется атмосферный радиоактивный выброс, определяющий потенциальные радиационные последствия аварии. Расчётная оценка характеристик радиоактивного выброса (активность, размерный ряд, расход, температура) в авариях LOCA требует моделирования процессов, определяющих взвешивание, перенос и осаждение частиц пыли.

В настоящее время накоплен большой опыт моделирования аналогичных процессов применительно к аэрозолям, образующимся в ходе тяжёлых аварий на АЭС из паров продуктов деления ядерного топлива и конструкционных материалов. В работе рассмотрены ключевые особенности, отличающие процессы осаждения пыли в условиях аварий LOCA на ТЯУ от осаждения аэрозолей в тяжёлых авариях на АЭС. С учётом этих особенностей определена задача адаптации моделей осаждения аэрозолей, используемых в интегральных кодах для расчётного анализа тяжёлых аварий на АЭС, к условиям аварий LOCA на ТЯУ на основе токамака. Целью адаптации является использование моделей осаждения аэрозолей в интегральном коде, разрабатываемом в ИБРАЭ РАН для расчётного анализа запроектных аварий на ТЯУ отечественных проектов, подобных ИТЭР.

Отличительной особенностью аэрозолей в токамаках является негигроскопичность материала пыли (металлов и их оксидов). Соответственно, при моделировании её переноса и осаждения не рассматривается рост частиц за счёт поглощения воды из несущей парогазовой смеси.

Расчёт переноса и осаждения пыли в связанных объёмах ВК, трубопроводов систем снижения давления в ВК и помещений установки предлагается производить с помощью моделей, основанных на опыте разработки интегрального кода СОКРАТ, предназначенного для моделирования тяжёлых аварий на АЭС, включая процессы переноса, осаждения и коагуляции негигроскопичных аэрозолей в системах трубопроводов первого контура.

В ходе аварий на ТЯУ с истечением теплоносителя в ВК возможен сброс парогазовой смеси в бак-барботёр системы снижения давления в ВК. Осаждение частиц пыли в воду при барботаже парогазовой смеси (скруббирование) является эффективным механизмом снижения выброса пыли в окружающую среду. Оно определяется специфическими процессами и свойствами пыли. В качестве основы для модели осаждения пыли из пузырьков газа при барботаже в воде выбрана зарубежная модель скруббирования аэрозолей SPARC-90, отличающаяся от других аналогов лучшими результатами валидации на экспериментальных данных.

В рамках адаптации модели SPARC-90 принято предположение о быстрой конденсации пара из инжектируемой смеси в области инжекции до давления насыщения

при температуре воды. Обоснована возможность моделирования дальнейшего всплытия пузырьков от точки инжекции в предположении о сохранении термодинамического равновесия между газом и водой, предложен способ расчёта соответствующей скорости поступления пара в расширяющийся пузырёк при его всплытии. Указанные параметры конденсации пара также легли в основу требований к теплогидравлической модели интегрального кода в части расчёта двухфазного течения в водном объёме бака-барботёра.

Проанализированы используемые в SPARC-90 допущения и эмпирические корреляции, позволяющие рассчитывать ключевые параметры, определяющие осаждение частиц: размер начального пузыря в точке инжекции, высоту (от точки инжекции) распада начальных пузырей на группу пузырьков с условно стабильным средним размером, стабильный средний диаметр пузырьков, соотношение полуосей эллипсоидального пузырька, скорость всплытия пузырьков. Отмечена возможность модификации некоторых предположений, используемых в адаптируемой модели, а также неопределенность результатов, связанная с отличиями в корреляциях.

Рассмотрен набор выражений, определяющих осаждение аэрозолей из пузырьков на межфазную поверхность под действием гравитационного, диффузионного и инерционного механизмов и учитывающих снижение скорости осаждения из-за поступления пара с межфазной поверхности.

В случае реализации струйного режима инжекции газа в воду происходит осаждение частиц из газовой струи на капли воды, вовлекаемые в струю с межфазной поверхности. Расчёт осаждения под действием соответствующих механизмов (инерционного, диффузионного, механизма захвата) предложено производить с помощью адаптированной модели SPARC90-Jet.

Таким образом, в данной работе обосновано модельное наполнение интегрального кода для расчётного анализа запроектных аварий на ТЯУ на основе токамака в части моделирования переноса и осаждения металлической пыли. Подробно рассмотрены особенности адаптации зарубежных моделей осаждения частиц из парогазовой смеси при её барботаже в воде с учётом актуальных исследований и прототипных для аварий на ТЯУ условий.

Моделирование теплопереноса посредством сухого контакта на примере экспериментального макета

Шоров В.Ю., Девяткин А.А., Арапов А.В., Юхневич В.А., Картанов С.А., Воинов М.А., Будников Д.В., Пичугин А.М., Майорников В.С., Грачев Д.В.

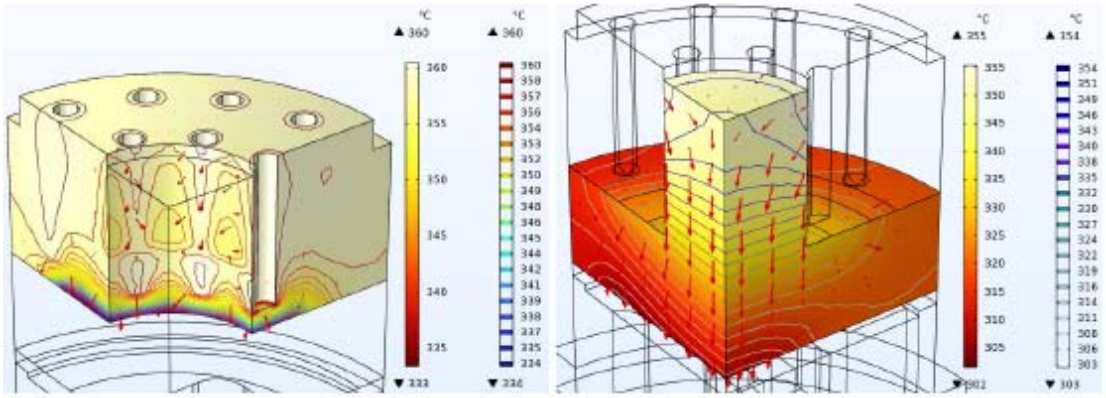
ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», Саров

В настоящей работе представлена цифровая модель макета, реализующего механизм теплопереноса за счет сухого контакта.

Для подтверждения справедливости теоретического материала был создан экспериментальный макет, основным принципом теплопереноса которого являлся сухой контакт между источником тепла и радиатором. Далее с помощью специального программного обеспечения была создана тепломеханическая модель, описывающая процессы, происходящие в эксперименте.

Основными критериями для сравнения были выбраны зафиксированные значения температур и мощностей вырабатываемого/отводимого тепла за счет нагревательных элементов и работы радиатора соответственно.

Результаты сравнения показали хорошее согласование с экспериментом, что позволило использовать теорию для дальнейшего описания теплопереноса в будущих установках.



Поле температур одного из вариантов макета
(стрелками показано направление потока тепла)

Секция 15.
Расчетные модели, коды и результаты численного моделирования

К методике расчета термодинамических параметров пара натрия

Казанцев А.А., Чернова П.Д., Астахова Н.Э.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: термодинамическое уравнение состояния, пары натрия, реальный газ, калорическое уравнение состояния, групповые интегралы, метод исходных атомов, реакции полимеризации, активность мономера, термические коэффициенты, насыщенный пар натрия, перегретый пар натрия, безопасность АЭС

Натрий является одним из основных теплоносителей реакторов на быстрых нейтронах. Для обоснования безопасности реакторов требуется проводить расчеты с помощью программ для ЭВМ с использованием теплофизических свойств натрия. С этой целью необходимо иметь единую методику расчета паров натрия на линии насыщения и в области перегретого пара.

Спектроскопический анализ показывает, что пар натрия представляет собой смесь мономеров (атомов натрия) и полимеров: димеров, тримеров и тетрамеров. Таким образом, пар натрия представляет собой реальный газ – сложную термодинамическую систему, помимо работы сжатия совершающую дополнительный вид работы – образование и разложение полимеров. Для описания свойств такой системы требуется использовать термодинамическое уравнение состояния реального газа с дополнительной степенью свободы, в качестве которой в настоящей работе используется активность мономеров. Представленная методика использует термодинамическое уравнение состояния, метод групповых интегралов и метод исходных атомов. Первое начало термодинамики записано с учетом энергии полимеризации.

В настоящей работе используются разложения плотности и давления пара по степеням активности мономера натрия. На их основе получены аналитические соотношения для расчета термодинамических свойств паров натрия в переменных давление – температура – плотность – активность мономера, с хорошей точностью описывающие термодинамические свойства паров натрия, такие как активность мономера и плотность. Для замкнутой системы с полимеризацией использован упрощенный метод описания пара натрия как бинарной неидеальной смеси реагирующих мономеров и димеров.

В настоящей работе получены соотношения для расчета внутренней энергии, изохорной теплоемкости, показателя изоэнтропы и скорости звука паров натрия. Использование методики позволило воспроизвести справочные таблицы свойств пара натрия для указанных термодинамических параметров в интервале давлений от 1 кПа до 3 МПа в диапазоне температур от линии насыщения до критической точки.

Течь из первого контура 0,7 % с задержкой процедуры управления аварией

Никонов С.М.[1], Дремин Г.И.[1], Басов А.В.[1], Елкин И.В.[2]

[1] АО «ЭНИЦ», Электрогорск
[2] НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: Интегральный стенд безопасности ПСБ-ВВЭР, РУ ВВЭР-1000, течь теплоносителя из первого контура, система БРУ-А, стратегия управления аварией, действия оператора

В докладе представлен анализ эксперимента «Течь из первого контура 0,7 % с задержкой процедуры управлении аварией», выполненного на интегральном стенде безопасности ПСБ-ВВЭР. Основная цель эксперимента заключалась в воспроизведении на стенде аварии на РУ ВВЭР-1000 с течью теплоносителя первого контура, вызванной разрывом «холодного» трубопровода ∅70 мм и проверке существующей процедуры управления аварией. Сценарием эксперимента предусматривалось, что начало действий оператора происходило через 30 минут после начала аварии. Во время эксперимента действия оператора по управлению аварией заключались в открытии БРУ-А на двух парогенераторах (ПГ-2 и ПГ-3) при достижении температуры оболочки топливных стержней в имитаторах 450 °С.

Переходный процесс на стенде, моделирующий развитие аварийного процесса в РУ ВВЭР-1000, можно разделить на четыре основных этапа:

– этап интенсивного истечения теплоносителя из первого контура;

– стабилизация давления в первом контуре и первый разогрев модели активной зоны;

– дальнейшее уменьшение массы теплоносителя и второй разогрев активной зоны;

– снижение давления в первом контуре до уровня начала работы САОЗ низкого давления и заполнение первого контура, вызванное поступлением теплоносителя из САОЗ НД и гидроаккумуляторов.

В эксперименте на стенде были воспроизведены следующие явления:

− естественная циркуляция двухфазного потока в первом контуре;
− асимметричное поведение петель первого контура;
− разделение фаз без образования уровня смеси;
− уровень смеси и унос в парогенератор;
− уровень смеси и унос из активной зоны;
− влияние гидрозатвора в петлях первого контура;
− образование уровня в верхней напорной камере реактора;
− теплопередача в заполненной активной зоне;
− теплопередача в частично заполненной активной зоне;

После завершения этапа интенсивного истечения теплоносителя из первого контура давление в первом контуре снизилось до уровня давления во втором контуре, после чего скорость снижения давления в первом контуре уменьшилась. Поступление воды из аккумуляторов САОЗ, которое началось, когда давление в первом контуре достигло значения 5,9 МПа, замедлило скорость снижения массы теплоносителя в первом контуре, однако не остановило его.

В связи с уменьшением количества теплоносителя в первом контуре происходило снижение уровня в активной зоне. Из-за обнажения верхней части активной зоны начался нагрев оболочек имитаторов твэл. После достижения температуры оболочки одного из имитаторов твэл значения 445 °С было произведено открытие БРУ-А на ПГ-2 и ПГ-3 (имитация действий оператора).

Анализ результатов эксперимента «Течь из первого контура 0,7 % с задержкой процедуры управления аварией» показал, что предложенная процедура управления аварией эффективна в отношении предотвращения перегрева активной зоны. Открытие БРУ-А на двух парогенераторах позволяет снизить давление в первом контуре до заданного значения запуска САОЗ низкого давления и предотвратить перегрев активной зоны.

Результаты CFD-моделирования смешения разнотемпературных потоков в тройнике

Пугачев М.А., Носков А.С., Олексюк Д.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ключевые слова: CFD, LES, гидродинамика, перемешивание, t-junction, тройник, турбулентность

Обеспечение надёжности и безопасности трубопроводных систем атомных электростанций (АЭС) на всех этапах жизненного цикла является важнейшей задачей атомной энергетики. Одним из ключевых механизмов деградации материалов является высокочастотная термическая усталость, возникающая в элементах, подверженных воздействию нестационарных температурных полей.

Наиболее уязвимыми элементами в этом отношении являются Т-образные соединения трубопроводов, применяемые, в частности, в системах отвода остаточного тепловыделения. В таких узлах происходит интенсивное смешение потоков теплоносителя с различной температурой. Турбулентное взаимодействие потоков приводит к формированию крупномасштабных вихревых структур, вызывающих значительные низкочастотные температурные пульсации на внутренней поверхности стенки трубы. Циклические термические напряжения, индуцированные этими пульсациями, могут приводить к зарождению и развитию усталостных трещин, что было подтверждено, в частности, аварийным событием на французской АЭС Civaux-1 в 1998 году.

Экспериментальное измерение полей скоростей и температурных пульсаций в полном объеме является сложной и дорогостоящей задачей. В этой связи вычислительная гидродинамика (CFD) утвердилась как незаменимый инструмент для подробного анализа теплогидравлических процессов. В инженерной практике наибольшее распространение получили подходы, основанные на осреднённых по Рейнольдсу уравнениях Навье – Стокса (RANS). Несмотря на свою вычислительную эффективность, RANS-модели, будучи по своей природе статистическими, не способны напрямую разрешать нестационарную крупномасштабную турбулентность, ответственную за низкочастотные температурные пульсации. Их применение для оценки параметров термической усталости часто сопряжено с консервативными и не всегда обоснованными допущениями.

Альтернативой является метод крупных вихрей (Large Eddy Simulation, LES), который напрямую моделирует энергоемкие крупные вихри, в то время как влияние мелкомасштабных структур учитывается с помощью моделей подсеточного замыкания (Sub-Grid Scale, SGS). Такой подход принципиально позволяет получать нестационарные поля скорости и температуры и извлекать из них статистические характеристики, включая спектры пульсаций, необходимые для анализа усталостных повреждений. Вместе с тем точность LES-расчётов существенно зависит от параметров расчётной сетки, выбора SGS-модели, граничных условий и численных схем, что обуславливает

необходимость обязательной процедуры верификации и валидации на основе высокоточных экспериментальных данных.

Целью настоящего исследования является верификация LES- подхода для моделирования нестационарного теплогидравлического перемешивания в Т-образном соединении. В качестве эталонного выбран хорошо задокументированный эксперимент в рамках международного бенчмарка OECD/NEA–Vattenfall, предоставляющий подробные данные по полям скорости и температурным флуктуациям у стенки.

Метод LES показал высокую точность в воспроизведении экспериментальных данных. Рассчитанные поля осреднённой скорости и температуры, а также их среднеквадратичные пульсации в различных сечениях ниже по потоку от места соединения трубопроводов демонстрируют хорошее количественное и качественное согласие с измерениями. Все модели, использованные для замыкания подсеточных масштабов, показали свою эффективность для решения данной задачи. Полученные результаты обосновывают возможность использования LES в качестве инструмента для уточнённого анализа риска высокочастотной термической усталости при обосновании ресурса оборудования.

Адаптация расчетного кода СОКРАТ/В3 к расчетам уран-плутониевого топлива

Ванюшин П.А., Астафьева В.О., Сидоров В.Г., Кухтевич В.О., Даниэль А.В.

АО «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург

Ключевые слова: СОКРАТ/В3, уран-плутониевое топливо, БОНУС, TDMCC, нуклидный состав ядерного топлива

Стратегия «Росатома» нацелена на создание замкнутого топливного цикла, где ОЯТ не утилизируется, а перерабатывается в новое топливо, обеспечивая экологичность и эффективность. Технология перехода на новые виды уран-плутониевого топлива, с одной стороны, не требует изменения в конструкции активной зоны реактора ВВЭР, что делает переход технологически выгодным, но с другой – остаются актуальными вопросы, требующие проведения оценок необходимой модернизации АЭС. В частности, при оценке влияния на проект АЭС с ВВЭР требуется оценить ожидаемое воздействие использования уран-плутониевого топлива на радиационные последствия АЭС.

Проблема расчета изменения нуклидного состава ядерного топлива в процессе работы и после остановки атомного реактора требует решения трудоемкой пространственно-временной нейтронно-физической задачи с учетом различных ядерно-физических процессов, протекающих в активной зоне реактора, а также особенностей конструкции самого реактора. Существует большое количество программ, решающих данную задачу. Однако использование громоздких высокоточных методик в составе интегрального кода не является оптимальным подходом.

Для оценки радиационных последствий тяжелых аварий на АЭС с ВВЭР в России широко используется отечественный расчетный код (далее – РК) СОКРАТ/В3. В РК СОКРАТ/В3 для расчета состава продуктов деления используется упрощенная модель БОНУС (Быстрая Оценка НУклидного Состава), настроенная на типовой состав топлива ВВЭР. Но такое упрощение накладывает ряд ограничений на использование данной модели. Например, такие упрощения приводят к большим погрешностям, в случае рас-

чета урановой сборки с 27 твэлами, где погрешность по U^{235} может достигать 20 %. Расчет другого вида топлива, кроме уранового, например, уран-плутониевого, вообще невозможен, так как код не адаптирован к данному виду топлива.

Для решения данной проблемы были рассмотрены следующие пути решения: настройка данных модели для каждого вида топлива и адаптация кода под новые данные, или использование результатов расчетов прецизионных программ, основанных на методе Монте-Карло, таких как MCU, TDMCC и т. д., для расчета изменения нуклидного состава топлива.

Первый вариант требует больших трудозатрат и не гарантирует, что в будущем не появится новый вид топлива, из-за которого потребуется дополнительная адаптация модели. Второй вариант требует адаптации интерфейса кода СОКРАТ/В3 для обеспечения возможности считывания исходных данных по наработке актиноидов и продуктов деления из входных файлов вместо расчёта этих данных в модуле БОНУС. Такая возможность позволит задавать любой вид топлива в коде СОКРАТ/В3, но при этом существует необходимость предварительных расчетов с помощью прецизионных программ для получения набора задаваемых изотопов.

В связи с вышеперечисленным, был выбран второй вариант решения проблемы. В качестве программы, используемой для предварительного расчета, была использована программа TDMCC. Также следует отметить, что данное решение позволяет снизить неточности от упрощений, используемых в модуле БОНУС.

Представленный подход был верифицирован на модельных задачах и реализован при оценке радиационных последствий АЭС с ВВЭР при использовании в составе активной зоны уран-плутониевого топлива.

Опыт применения программного комплекса CADFlo в решении задач гидродинамики

Спиридонов В.А.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: CADFlo, CFD-моделирование, вычислительная гидродинамика, гидравлический расчет, расчетный код

С целью оценки быстродействия и верификации коммерческого CFD-кода CADFlo для моделирования процессов гидродинамики и теплогидравлики, интегрированного в CAD-пакет мультидисциплинарного инженерного анализа, было проведено моделирование ряда задач гидродинамики, для которых имеются либо экспериментальные данные в виде эмпирических зависимостей, либо расчеты, проведенным по коммерческим и аттестованным CFD-кодам Star-CCM+ и ANSYS Fluent.

Был проведен гидравлический расчет течения свинцового теплоносителя через перфорированную плиту, результаты которого сравнивались с эмпирическими данными и с данным, полученными с помощью расчетного кода Star-CCM+. Относительная погрешность определения потерь давления в Star-CCM+ составила 3,0 %, а в CADFlo – 3,2 %. При одинаковом количестве контрольных объемов сеточной модели, среднее время одной итерации в CADFlo в 5,8 раз выше. Также было проведено сравнение полей скорости, полученных в CADFlo и Star-CCM+, и сделан вывод, что они имеют значительные отличия в области прохождения потока через живое сечение перфорированной плиты.

По результатам моделирования течения свинцового теплоносителя через дросселирующее устройство, состоящее из трех последовательно установленных диафрагм внутри круглой трубы, получено, что в CADFlo на различных сеточных моделях результат определения потерь давления имеет отклонение до 15 % в сравнении со значениями, полученными в Star-CCM+ и ANSYS Fluent. На сетке CADFlo с автоматической адаптацией относительное отклонение определения потерь давления составило 0,6 % в сравнении со значением, полученным в Star-CCM+, и 5,3 % в сравнении со значением, полученным в ANSYS Fluent. При приблизительно одинаковом (с отклонением до 2 %) количестве элементов расчетной сетки среднее время одной итерации в CADFlo примерно в 7,1 раз выше, чем в Star-CCM+.

Также был проведен гидравлический расчет течения водяного теплоносителя через среднее звено макета стержня дополнительного поглотителя ячейки канала реактора РБМК. В расчетном коде Star-CCM+ после достижения сеточной сходимости потери давления в расчетной области составили 2,8 кПа, в CADFlo сеточная сходимость не была достигнута, и минимальная относительная разница потерь давления, в сравнении со значением, полученным в Star-CCM+, составила 10,7 %, соответствующая потерям давления 3,1 кПа. Повышения точности расчета удалось добиться с помощью ручного задания параметров сетки. На сетках, построенных автоматически, отклонение результатов расчета получилось больше 22 % в сравнении со значениями, полученными в Star-CCM+. При приблизительно одинаковом количество ячеек в расчетной области, среднее время одной итерации в CADFlo примерно в 5 раз выше среднего времени итерации в Star-CCM+.

По результатам расчетов можно сделать вывод, что для всех рассмотренных случаев получено либо приемлемое, либо хорошее согласие результатов расчетов с экспериментальными данными и данными из других расчетов. При моделировании течений по программе CADFlo с обтеканием местных сопротивлений, рекомендуется использовать дробление ячеек сетки на стенках и сеточные модели с применением автоматической адаптации сетки.

Разработка инструмента для анализа неопределенности и его применение на виртуальном энергоблоке для аварийного сценария

Гаврилов М.В.[1,2], Ахмедов Э.Г.[1], Ивков М.И.[1,2], Молоскин А.Е.[1,2], Анищенко А.М.[1]

[1] АО «Атомэнергопроект», Санкт-Петербург

[2] ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого», Санкт-Петербург

Ключевые слова: ВЭБ, анализ неопределенностей, виртуальная АЭС, SimInTech, обеспечивание АЭС, метод GRS, аварийный ввод бора, JDH, запроектная авария, КОРТЕС, ATWS

Виртуальный энергоблок (ВЭБ) представляет собой комплексную модель конкретного энергоблока, включающую в себя различные модели нейтронно-физических процессов в активной зоне, модели теплогидравлических систем нормальной эксплуатации и систем безопасности, модели системы контроля и управления (СКУ), различные средства управления, взаимосвязи и визуализации расчетных процессов.

Одной из особенностей ВЭБ является гибкая настройка задействованных моделей систем в расчете. В зависимости от целей расчета и временных затрат имеется возмож-

ность адаптации комплексной модели путем исключения из расчетов незадействованных моделей. Таким образом удается управлять областью моделирования и решать спектр задач с различным набором моделей, как локально для конкретных систем АЭС, так и связанных задач.

ВЭБ разрабатывается и активно применяется в АО «Атомэнергопроект». Областью применения является:

– обоснование технических и технологических решений по основным и вспомогательным системам атомных электростанций (АЭС) и системам управления;

– проведение комплексного моделирования различных режимов работы энергоблока;

– моделирование сложных комплексных сценариев развития аварийных ситуаций с целью определения мероприятий для их предотвращения или локализации;

– моделирование пусконаладочных испытаний при вводе энергоблока в эксплуатацию, в том числе и для проверки/обоснования плана (процедур) проведения пусконаладочных работ;

– проверка функций оператора и обоснование человеко-машинного интерфейса на виртуальном блочном пульте управления.

Базой для создания ВЭБ служит комплекс программ для электронно-вычислительных машин (ПрЭВМ) «Виртуальная АЭС». В этот комплекс входят:

– среда динамического моделирования ПрЭВМ «SimInTech» (создание моделей СКУ и электрических систем, среда обмена данными, средства визуализации и управления);

– теплогидравлические ПрЭВМ «КОРСАР/ГП», «КОРТЕС» и «ТРР» (создание теплогидравлических моделей);

– редактор видеокадров ПрЭВМ «Многофункциональный редактор видеокадров» (создание видеокадров);

– различные скрипты, шаблоны и вспомогательные компоненты для оптимизации и синхронизации ПрЭВМ (реализация связки с ПрЭВМ «Имитатор реактора», связка с различными теплогидравлическими ПрЭВМ и т. п.).

Текущий состав комплекса ПрЭВМ «Виртуальная АЭС» позволяет создавать ВЭБ для АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР). Наиболее полной комплексной моделью является ВЭБ Ленинградской АЭС-2.

С целью расширения функциональных возможностей ПрЭВМ «Виртуальная АЭС» и выполнению нормативных требований к анализам безопасности стартовала разработка инструмента для анализа неопределённостей. Для реализации на ВЭБ была выбрана наиболее применяемая методика анализа, основанная на методе GRS. В первую очередь этот метод используется для консервативных оценок в расчетных обоснованиях проектных аварии, но частично может использоваться и для реалистичных оценок в расчетных обоснованиях запроектных аварий.

На текущий момент создан прототип, позволяющий решать ограниченный круг задач на ВЭБ. В первую очередь этот инструмент адаптирован для выполнения анализа неопределенности для локальных задач. Сам инструмент представляет собой отдельный файл проекта общего вида в ПрЭВМ SimInTech, в котором реализован скрипт для анализа неопределённости и последующей обработки результатов. Основными задачами скрипта является генерация вариантов исходной задачи с заданными пользователем варьируемыми параметрами, запуск на расчет и обработка результатов расчета для указанных целевых параметров. Использование инструмента требует от пользователя незначительной доработки исходных моделей. Также с некоторыми ограничениями инструмент может быть применен для разных типов проектов, доступных в среде SimInTech, а именно для моделей СКУ, для теплогидравлических моделей ПрЭВМ КОРСАР, КОРТЕС, ТРР.

В качестве демонстрационного примера была выбрана запроектная авария с несрабатыванием аварийной защиты (тип ATWS), а именно потеря неаварийного питания переменного тока вспомогательного стационарного оборудования (обесточивание АЭС). Для данного сценария характерно минимальное задействование моделей СКУ, ограниченное число теплогидравлических моделей, высокая скорость протекания процессов, влияющих на критерии оценки безопасности, что позволяет сократить время расчета и время выполнения всего анализа.

В данном анализе рассматривался только вопрос влияния различных неопределённостей в системе аварийного ввода бора JDH на протекание сценария. В ходе анализа варьировались различные параметры системы JDH, построены трубки неопределенности для этих параметров и была выполнена оценка их влияния на результаты аварийного сценария.

На текущий момент работа по разработке инструмента для анализа неопределённостей на ВЭБ не закончена. Планируются расширение функционала и оптимизация с целью адаптации для комплексных расчетов на ВЭБ.

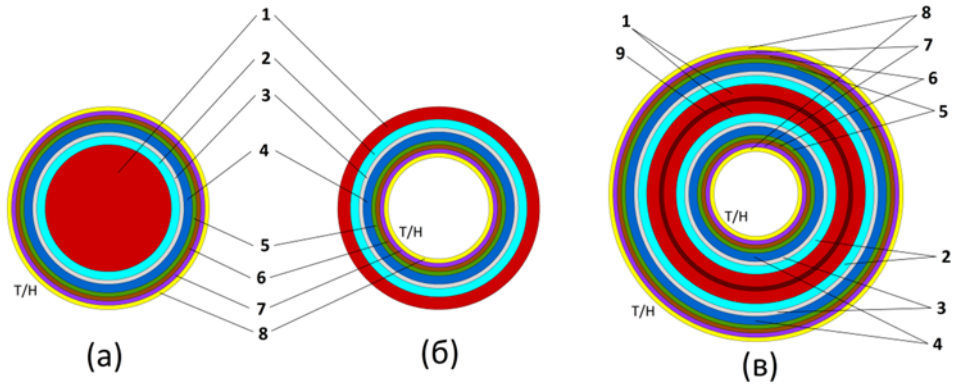
Разработка программы для комплекса расчетов тепло- и электрофизических характеристик электрогенерирующего канала сложной геометрии

Лазаренко Г.Э., Щербачев С.С.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: термоэмиссия, электрогенерирующий канал, характеристики электрогенерирующего канала

Для обоснования электрофизических характеристик установок «Топаз» и «Енисей» использовались двумерные расчетные модели, что было оправдано малым поперечным размером электрогенерирующих каналов (ЭГК). Дальнейшее развитие конструктивных форм привело к появлению концепций ЭГК с внешним расположением топлива (ВРТ) и комбинированного ЭГК, поперечные сечения которых схематически представленных на рисунке.



Поперечные сечения ЭГК
а) традиционные; б) с ВРТ; в) комбинированные;
1 – топливо; 2 – эмиттер; 3 – межэлектродный зазор; 4 – коллектор; 5 – «мокрая» электроизоляция; 6 – охранный электрод; 7 – «сухая» электроизоляция; 8 – чехол; 9 – зазор

Особенность этих концепций – использование кольцевого твэла большего диаметра, что приводит к существенной неравномерности тепловыделения по азимуту твэл и погрешности расчета по двумерным программам.

За счет добавления азимутальной координаты в математическую модель ЭГК, в программу TFEDM22 внедрен функционал, позволяющий проводить комплекс расчетов в трехмерном пространстве, учитывая неравномерность энерговыделения как по оси, так и по азимуту ЭГК. Это обеспечивает более высокую точность расчета выходных характеристик.

Выявлено увеличение расхождения между результатами двумерного и трехмерного расчетов по мере увеличения поперечных размеров ЭГК.

Использование CFD-моделирования для решения задач внешнего обтекания зданий площадки АЭС

Дьяченко Я.В., Казанцев А.А., Перегудова О.О., Чибисов И.Ю., Шпилько М.А.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: численное моделирование, CFD-код, FlowVision, CADFLO, STAR-CCM+, обтекание цилиндра, обтекание зданий

Для расчета выбросов после аварий АЭС с РУ на быстрых нейтронах используется связка расчетов по аттестованным кодам SKIF, АЛЬФА-БН, КУПОЛ-БР, разработанным в ГНЦ РФ – ФЭИ, и по CFD-коду (коду расчетной гидродинамики). Методика заключается в расчете накопившихся в топливе к моменту аварии продуктов деления с помощью программного кода SKIF 1.0. Далее следует получение расчетных оценок относительного выхода летучих продуктов деления с помощью программы АЛЬФА-БН. Принимая в качестве входных данных результаты программы АЛЬФА-БН, код КУПОЛ-БР рассчитывает динамику распространения радиоактивных веществ. Полученные данные об активности и массовых расходах радионуклидов, поступающих в атмосферу, интегрируются с результатами CFD-расчета, определяющего картину течения атмосферных потоков в пределах площадки.

В качестве первого этапа решения задачи определения характеристик атмосферных потоков и дисперсии аварийных выбросов в ближней зоне АЭС с помощью CFD-кода, нужно выбрать подходящую для рассматриваемого класса задач модель турбулентности и размер ячейки расчетной сетки. В данной статье рассматриваются результаты серии расчетов для тестирования CFD-кодов FlowVision, CADFLO и STAR-CCM+.

При моделировании обтекания ансамблей зданий АЭС сильными ветрами решается внешняя задача аэродинамики. В статье представлены результаты моделирования следующих задач ветровой нагрузки: течение вдоль тонкой плоской пластины (аналитическое решение), поперечное обтекание цилиндра (аналитическое решение), внешнее обтекание одного и тандема двух зданий при изотермических условиях (эксперимент).

Результаты расчетов течения вдоль плоской пластины подтверждают предсказанную теорией аффинность профилей скоростей на разных расстояниях от передней кромки пластины. Форма профилей также совпадает с теоретической формой.

Для задачи поперечного обтекания цилиндра лучшее совпадение с экспериментом показала модель турбулентности FlowVision без пристеночных функций с подробной сеткой, в которой напрямую разрешается погранслой. Но для больших чисел Рейноль-

дса (10^6) требуется очень маленький размер пристеночной ячейки (10^{-7} м), поэтому для задачи обтекания тандема параллелепипедов использовали в FlowVision модель турбулентности с пристеночными функциями. Использование пристеночных функций позволяет рассчитывать течение около твердой поверхности на относительно грубой сетке без прямого сеточного разрешения пограничного слоя.

Результаты расчетов обтекания параллелепипедов показали хорошее качественное совпадение с экспериментами: они правильно описывают распределение избыточного давления по поверхности одиночного параллелепипеда и при нахождении одного параллелепипеда в аэродинамической тени второго. Выбранные модели турбулентности хорошо описывают процессы внешнего обтекания тел. Найден компромисс между точностью результатов расчета и затрачиваемыми вычислительными ресурсами. В статье приведено сравнение вычислительных затрат для CFD-кодов.

Разработка сопряженной теплоэлектрофизической модели электрогенерирующих каналов с использованием ПК КОРСАР

Жуков Е.С., Вакарин А.В., Грицай А.С., Дорофеев К.Д.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: сопряженная расчетная модель, термоэлектронная эмиссия, вольт-амперная характеристика, реактор-преобразователь, программный комплекс КОРСАР

Для проведения комплексного расчета термоэмиссионных ядерных энергетических установок (ЯЭУ) необходимо решать сопряженную задачу по определению теплофизических, нейтронно-физических и электрических параметров установки. Разработка сопряженной теплоэлектрофизической модели реакторных установок с прямым преобразованием тепловой энергии в электрическую базируется на создании математической модели электрогенерирующего канала (ЭГК). ЭГК представляет собой сборку последовательно соединенных, с помощью коммутационных перемычек, электрогенерирующих элементов (ЭГЭ). На концах ЭГК, для вывода генерируемой электрической энергии, предусмотрены токовыводы. ЭГЭ состоит из эмиттера и коллектора, разделенных между собой межэлектродным зазором (МЭЗ), заполненным парами цезия при низких давлениях.

Эмиттер, за счет выделения тепла в топливном сердечнике, поддерживается при высоких температурах, а коллектор – при более низких. Для охлаждения коллекторов сборка ЭГЭ помещается в общий чехол ЭГК, который омывается теплоносителем.

Система уравнений математической модели тепловых и электрических процессов в отдельном ЭГЭ состоит из дифференциального уравнения теплопроводности и интегрального уравнения межэлектродного напряжения. Данная система уравнений является нелинейной, что обусловлено одновременной передачей тепла между электродами за счет радиационного теплообмена и электронного охлаждения, зависящего от значения эмиссионного тока, протекающего через МЭЗ.

Для замыкания системы теплоэлектрофизических уравнений используются вольт-амперные характеристики (ВАХ), представляющие собой зависимость плотности эмиссионного тока через МЭЗ от ряда параметров. Использование локальных ВАХ, полученных экспериментально на лабораторном термоэмиссионном преобразователе, позволяет сократить количество параметров, используемых для определения плотности

тока. При таком подходе для определения плотности эмиссионного тока через МЭЗ достаточно знать локальные температуры эмиттера и коллектора и давление паров цезия в МЭЗ.

Расчетная модель тепловых и электрических процессов создавалась на основе программного комплекса (ПК) КОРСАР/ЖМТ, который является развитием теплогидравлического расчетного кода улучшенной оценки КОРСАР с целью моделирования теплогидравлических процессов в контурах с жидкометаллическим теплоносителем.

Дифференциальное уравнение теплопроводности решается средствами ПК КОРСАР/ЖМТ в двумерной постановке. Моделирование электрофизических процессов осуществляется в отдельной процедуре ПК КОРСАР/ЖМТ, что обеспечивает возможность внедрения любых моделей для расчета электрических процессов.

В целом сопряженная модель учитывает:

– неравномерность температур электродов по длине и радиусу ЭГЭ;

– изменение давления паров цезия по длине МЭЗ;

– передачу тепла от эмиттера к коллектору ЭГЭ за счет теплопроводности паров цезия, радиационного теплообмена и электронного охлаждения;

– нагрев электродов ЭГЭ за счет джоулевого тепловыделения при протекании электрического тока;

– передачу тепла между эмиттером и коллектором соседних ЭГЭ через коммутационную перемычку.

В данной работе рассматривается теплоэлектрофизический расчет унифицированного ЭГК с цилиндрической геометрией электродов. В качестве исходных данных для определения электрических характеристик ЭГК был использован атлас локальных ВАХ с электродными парами на основе моно- и поликристаллического вольфрама.

В результате расчета унифицированного ЭГК были получены:

– распределения температур эмиттера и коллектора по длине ЭГК;

– распределение давления паров цезия в МЭЗ по длине ЭГК;

– распределения межэлектродного напряжения и плотности эмиссионного тока по длине ЭГК;

– коэффициент полезного действия ЭГК.

Валидация ПК КОРСАР/ЖМТ по результатам экспериментов с естественной циркуляцией и газлифтом

Буряченко Н.К., Вакарин А.В., Мицкевич А.В.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: ПК КОРСАР/ЖМТ, валидация, естественная циркуляция, газлифт, экспериментальные установки и стенды, численное моделирование

Существующие на данный момент проекты перспективных ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (свинец и свинцово-висмутовая эвтектика) как правило предусматривают принудительную циркуляцию теплоносителя в основном циркуляционном контуре. Использование естественной циркуляции (ЕЦ) ограничено аварийными режимами для отвода остаточного тепловыделения от активной зоны. Однако существует ряд проектов, предполагающих применение ЕЦ в режимах нормальной эксплуатации. Кроме того, рассматривается

применение концепции газлифта, являющейся, в каком-то смысле, модификацией ЕЦ. Газлифт, развивающийся при введении инертных газов в подъёмный участок циркуляционного контура, обеспечивает кратное увеличение расхода теплоносителя по сравнению с «обычной» ЕЦ.

Основным средством, используемым для обоснования работоспособности и безопасности ЯЭУ, являются теплогидравлические программные комплексы (ПК), применимость которых должна быть подтверждена результатами валидации на основе экспериментальных данных. Подобным средством является ПК КОРСАР/ЖМТ, предназначенный для численного моделирования стационарных состояний, переходных и аварийных режимов ЯЭУ со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ), а также для моделирования теплогидравлических процессов в экспериментальных установках и стендах со СВТ и водяным теплоносителем.

Современные подходы при валидации программных средств предполагают выполнение анализа неопределенности и чувствительности (АНЧ) результатов расчета к исходным данным. В настоящей работе в ходе АНЧ исследовалось влияние неопределенностей режимных параметров экспериментов, а также неопределенностей моделей ПК КОРСАР/ЖМТ на результаты расчета.

В докладе представлены результаты валидации ПК КОРСАР/ЖМТ по результатам экспериментов с естественной циркуляцией на стендах TALL, KYLIN-II и экспериментов Nishi с газлифтом.

Стенд TALL представляет собой двухконтурную установку с СВТ в первом контуре и с использованием глицерина в качестве рабочей среды во втором контуре. На стенде TALL проводилось исследование гидравлического сопротивления в теплообменнике и изучались динамические процессы в циркуляционном контуре при подаче тепловой нагрузки, в том числе в режиме естественной циркуляции.

Стендовая установка KYLIN-II состоит из двух вертикальных и двух горизонтальных труб, расширительного бака в верхней части, источника тепла в нижней части подъемного участка, теплообменника в верхней части опускного участка и второго контура для съема тепла с СВТ в первом контуре.

Nishi в своих экспериментах проводил исследования по производительности газлифта в контуре со СВТ. Испытательная установка представляет собой замкнутый контур, образованный соединением четырех цилиндрических труб. В нижнюю часть подъемного участка подавался азот.

По результатам валидации на указанных экспериментах получено, что ПК КОРСАР/ЖМТ обеспечивает адекватное расчетное воспроизведение моделируемых физических явлений.

Кроссверификация программных комплексов КОРСАР/ГП и ТРАП-КС на основе анализа аварий на АЭС с ВВЭР

Крыжановская Т.И., Петкевич И.Г., Латкин Д.Ю., Панкин Е.Ю.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: кроссверификация, программные комплексы, КОРСАР/ГП, ТРАПКС, анализ безопасности

Для теплогидравлических анализов безопасности энергоблоков АЭС с реакторными установками (РУ) ВВЭР в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» используются программные комплексы (ПК) ТРАП-КС и КОРСАР/ГП. Данные ПК схожи по решаемой системе уравнений и используемым замыкающим соотношениям. Однако существуют различия в численных методах решения системы уравнений сохранения. Также существенно различается подход к разработке нодализационных схем. В рамках работ по развитию ПК КОРСАР/ГП была выполнена кроссверификация указанных программных комплексов на примере определяющих аварий с целью подтверждения преемственности программ.

Кроссверификация служит для подтверждения работоспособности программ в области применения и позволяет глубже понять специфику моделирования процессов в элементах оборудования систем в разных программах.

Было проанализировано 10 различных аварийных режимов, в которых проявляются все важнейшие процессы и явления, возникающие в аварийных условиях. Среди них выброс ОР СУЗ с разрывом чехла, ложная работа САОЗ ВД с кризисом теплоотдачи, гильотинный разрыв холодной нитки с и без полного обесточивания, гильотинный разрыв паропровода, малая течь с и без полного обесточивания, разрыв коллектора питательной воды, заклинивание ГЦНА, отрыв крышки коллектора парогенератора. Расчеты проводились для разных проектов РУ с ВВЭР в консервативном приближении для проектных и реалистичном приближении для запроектных аварий.

В докладе подробно рассматриваются два аварийных режима: «Разрыв коллектора питательной воды» и «Гильотинный разрыв холодной нитки с полным обесточиванием». Данные режимы наиболее представительны с точки зрения отличий программных комплексов в части физико-математического моделирования теплогидравлических процессов.

В режиме «Разрыв коллектора питательной воды» анализируются следующие явления и процессы, включенные в матрицы верификации программных комплексов: естественная циркуляция в однофазном потоке, теплогидравлика активной зоны, теплогидравлика ПГ по первому и второму контурам, обратная связь теплогидравлики с ядерными процессами. В режиме «Гильотинный разрыв холодной нитки с полным обесточиванием» анализируются следующие явления: расход через разрыв, перемешивание и конденсация при подаче воды САОЗ, двухфазные потоки в ПГ по первому и второму контурам, распределение потоков и паросодержаний в активной зоне, паровое запирание, теплообмен в активной зоне, включая кризис теплообмена, осушение и возвращение к нормальному режиму кипения, продвижение фронта охлаждения и влияние противодавления под гермооблочкой.

Режим «Разрыв коллектора питательной воды» относится к группе аварий с уменьшением отвода тепла от первого контура. Дополнительно к исходному событию накладывается обесточивание реакторной установки с последующим запуском дизель-генераторов. В результате исходного события возникает быстрый рост давления в обоих контурах. Определяющим приемочным критерием в данной аварии является давление первого контура.

Анализ результатов показал, что расчеты в ПК КОРСАР/ГП и ТРАП-КС демонстрируют хорошее согласие между собой. Однако обнаружены отличия в скоростях протекания аварийных процессов. Различается скорость роста давления в первом контуре и скорость снижения весовых уровней в парогенераторах.

Режим «Гильотинный разрыв холодной нитки с полным обесточиванием» относится к группе аварий с уменьшением массы теплоносителя первого контура. Дополнительно к исходному событию накладывается обесточивание реакторной установки с незапуском всех дизель-генераторов. Определяющим приемочным критерием в данной аварии является максимальная температура оболочки твэл.

Расчеты программными комплексами КОРСАР/ГП и ТРАП-КС демонстрируют близкие расходы воды и пара в течь, давление в первом и втором контуре на начальных этапах аварийного режима. Дальнейшее протекание аварийного режима и сам факт его успешного преодоления зависит от давления под гермооболочкой. При кроссверификации проводился анализ чувствительности результатов расчета к давлению под гермооболочкой. Показано, что различия в результатах расчета на поздней стадии аварии обусловлены не параметрами расчетных кодов, а наличием или отсутствием в программных комплексах модулей для расчета процессов под гермооболочкой.

Результаты кроссверификации показали хорошее согласование между ПК практически во всех аварийных режимах.

Большая часть различий между результатами расчётов в ПК КОРСАР/ГП и ТРАП-КС могут быть сведены к трём группам:

– различия в реализации алгоритмов работы систем безопасности и систем нормальной эксплуатации – реализация работы алгоритмов не всегда в моделях представляется близкой к реальной. В таких случаях упрощения не влияют на выводы о выполнении критериев безопасности или на другие целевые результаты расчета, однако могут приводить к изменению характера второстепенных процессов;

– различия в расчётной схеме, использованной в моделях, в том числе различия в нодализации элементов РУ – различия в расчете величины тепловых потерь во внешнюю среду с поверхности металлоконструкций, различные модели компенсатора давления, разные модели паропроводов в ПК. Благодаря гибкому подходу к созданию расчетной схемы указанные различия могут быть устранены при разработке базовой расчетной модели в КОРСАР/ГП;

– различия между физико-математическими моделями, заложенными в программные комплексы – различия в расчёте перемешивания теплоносителя в камерах реактора, различные модели критического истечения теплоносителя, разные результаты программных комплексов относительно кризиса теплообмена, разные зависимости интенсивности теплообмена между первым и вторым контуром от уровня воды в парогенераторе.

Однако различия в моделировании физических процессов объяснимы, по большей части устранимы (при необходимости) и качественно не меняют сценарий протекания аварийных режимов. Подтверждена преемственность программ ТРАП-КС и КОРСАР/ГП в области выполнения анализов безопасности.

Анализ зарубежных и отечественных подходов к сопряжению полноконтурных и субканальных теплогидравлических кодов для улучшения расчетного обоснования безопасности реакторных установок

Мурашов А.А., Баисов А.М.
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: системный код, субканальный код, ВВЭР, сопряжение, компьютерное моделирование, коэффициент запаса до кризиса теплообмена

На данный момент развития ядерной энергетики основным подходом к обоснованию безопасности остается выполнение расчетов динамических режимов с использованием полноконтурных теплогидравлических программ, позволяющих моделировать все элементы реакторной установки, включая оборудование второго контура, за сравнительно малое машинное время. Возможность подобного полноценного анализа достигается путем использования упрощенных одномерных моделей уравнений сохранений и замыкающих соотношений.

Помимо системных (полноконтурных) кодов для расчетного моделирования непосредственно в активной зоне реакторной установке используют субканальные коды, основывающиеся на меньшем количестве упрощений и приближений с точки зрения потвэльного приближения, что увеличивает детализацию описания протекающих процессов. Чаще всего данный тип программ применяют для расчета стационарных состояний активной зоны.

Использование связанного системного и субканального кода для расчета нестационарных процессов позволит уменьшить неопределенность в искомых динамических характеристиках, при этом не сильно увеличивая время на выполнение расчета. Особое внимание при этом уделяется вычислению коэффициента запаса до кризиса теплообмена, так как базовые подходы к описанию активной зоны программой полноконтурной теплогидравлики (набор гидравлических каналов с эквивалентным диаметром, соединенных с тепловыми структурами, моделирующие топливные сборки) и субканальным кодом (потвэльное разбиение поперечного сечения каждой сборки) сильно отличаются. Более детальный подход к моделированию активной зоны субканальным кодом позволит лучше учесть локальные эффекты (например, влияние направляющих каналов), особенно важные для получения более реалистичного значения коэффициента запаса до кризиса теплообмена.

В работе представлен подробный анализ существующих литературных источников по данному вопросу и приведена классификация стратегий сопряжений кодов с точки зрения математического моделирования и архитектуры. Основная часть посвящена рассмотрению уже реализованных примеров сопряжения полноконутрных и субканальных кодов, а также методикам и результатам их валидации.

Развитие программных средств для поячейкового расчета различных компоновок пучков твэлов

Босенко С.В., Баисов А.М., Рябов Г.А.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: субканальный метод, поячейковый расчет, пучок твэлов, ТВС, ВВЭР

В докладе приведены методы и подходы к развитию программных средств, применяемых для обоснования проектов РУ ВВЭР. На примере программы для поячейкового расчета тепловыделяющих сборок водо-водяных реакторных установок продемонстрирована возможность расширения функционала аттестованного программного средства за счет внедрения графической оболочки, позволяющей автоматизировать процесс формирования сложной расчетной геометрии, как экспериментальных пучков стержней, так и фрагментов симметрии активной зоны в виде группы тепловыделяющих сборок реакторов типа ВВЭР. Данное улучшение также позволяет снизить вероятность ошибок при формировании исходного файла для выполнения расчета и упростить работу пользователя.

Для водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР) значительный объем технической документации по обоснованию безопасности занимают теплогидравлические расчеты, осуществляемые с помощью специальных программных средств (ПС), подлежащих прохождению обязательной процедуры аттестации в регулирующих органах. Для анализа трехмерного течения теплоносителя в стержневых сборках РУ ВВЭР исследуемая область пространства рассматривается в виде системы параллельных подканалов, непрерывно обменивающихся между собой массой и энергией по ходу движения потока. В данном подходе поперечное сечение сборки разбивается на характерные элементарные ячейки, в пределах которых параметры потока усредняются. Численные значения параметров теплоносителя определяются из решения соответствующих уравнений сохранения, включающих уравнения движения, неразрывности, энергии, записанные для потока в каждой расчетной ячейке для всех участков по высоте. Для решения такой системы уравнений используется большое количество замыкающих соотношений, каждое из которых имеет свою область применения, накладывая ограничения на применимость программы.

Одним из направлений развития программ для субканального расчета ТВС ВВЭР является автоматическое формирование сложной ячейковой геометрии. Разбиение поперечного сечения расчетной модели формируется заданным алгоритмом на основе отдельных базовых элементов, каждый из которых имеет свои координаты и характеристики. Такой подход позволяет произвольно комбинировать различные элементы, повторяя сложную геометрию РУ с ВВЭР, а также определять автоматически связи между ячейками и вычислять необходимые для расчета площадь проходного сечения, смоченный и обогреваемый периметры.

В докладе приведены примеры автоматического формирования различных расчетных моделей, в том числе в виде фрагментов симметрии частей активной зоны РУ ВВЭР. Для дальнейшего расчета теплогидравлических параметров, данная модель сектора симметрии загружалась в программу ПУЧОК-1000, предназначенную для расчета запасов до кризиса теплоотдачи в пучке с тепловыделяющими элементами и необогреваемыми стержнями в стационарном режиме. Таким образом, продемонстрировано, что расширение функционала программных средств и создание более универсальных алгоритмов может позволить уменьшить погрешность за счет увеличения числа расчетных каналов и расширить возможности уже использующихся программ по обоснованию теплотехнической надежности охлаждения активной зоны.

Современное состояние и развитие субканальных программ применительно к реакторам с жидкометаллическим теплоносителем

Залесов А.С., Чуркин А.Н.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: субканальная (поячейковая) компьютерная программа, методология теплогидравлического расчета, активная зона, быстрый реактор, жидкометаллический теплоноситель, эвтектический сплав свинец-висмут

Компьютерное моделирование является неотъемлемым инструментом современных научных исследований, позволяя детально анализировать процессы, недоступные для прямого экспериментального изучения. В атомной энергетике развитие расчетных кодов приобретает ключевое значение, поскольку натурные эксперименты зачастую ограничены высокой стоимостью, масштабным фактором, экстремальными параметрами (температуры, давления) и радиационной опасностью. В настоящее время наблюдается активная модернизация субканальных (поячейковых) программ, обусловленная как совершенствованием физико-математических моделей, так и ростом вычислительных мощностей. В работе представлен обзор современного состояния субканальных расчетных средств для анализа теплогидравлических параметров в активных зонах быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем, а также описана методология сопряженных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов, развиваемая в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Субканальные программы применительно к реакторам на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем классифицируют по следующим ключевым признакам:

– тип моделируемых режимов: стационарные и нестационарные процессы; режимы нормальной эксплуатации и аварийные сценарии (частичная блокировка проходного сечения, изменение пространственной ориентации реакторной установки);

– гидродинамическая модель: однофазное или многофазное течение;

– схема конечно-разностной аппроксимации исходной системы дифференциальных уравнений: явная, полунеявная и полностью неявная;

– конструктивные особенности и способы дистанционирования твэлов: гладкие пучки стержней с дистанционирующими решетками, пучки стержней с проволочной навивкой и оребрением по типу «ребро по оболочке» или «ребро по ребру»;

– подход к учету проволочной навивки и оребрения в пучке стержней: интегральная и локальная модели.

Проведенный анализ открытых публикаций за последние двадцать лет подтверждает обоснованность представленной классификации.

С целью повышения точности обоснования проектных решений и сохранения приемлемого времени счета в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» реализуется подход к автоматизации совместных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов. Инструментарий базируется на связке четырех программных компонентов:

– FRIGATE - комплексный сценарийный расчет реактора и защиты в групповом приближении;

– GEOM - разрабатываемый модуль построения сеточных моделей для программы MATADOR;

– MATADOR - разрабатываемая программа для поячейкового теплогидравлического расчета активных зон реакторов с жидкометаллическим теплоносителем;

– REBEL-III - сервисный пре- и постпроцессор.

В рамках создания программы MATADOR проведен сравнительный анализ эффективности полунеявной и полностью неявной схем аппроксимации уравнений переноса. Показано, что обе численные схемы обеспечивают качественное и количественное соответствие распределения расходов и температур теплоносителя по каналам. В ходе анализа производительности машинного кода идентифицированы «узкие» места, лимитирующие время счета, и предложены рекомендации по их устранению.

Разработка автоматизированной процедуры анализа неопределенности для расчетного кода КУПОЛ-М на основе метода GRS

Иванова Е.А., Супотницкая О.В., Казанцев А.А., Исаков А.Г., Хавеев Д.С.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: анализ неопределенности, анализ чувствительности, метод GRS, программа КУПОЛ-М, программа АВАН, международная стандартная задача, моделирование эксперимента, руководство по безопасности РБ16620, установка TOSQAN

Согласно Руководству по безопасности РБ-166-20 при выполнении расчетных анализов безопасности АЭС с применением программ для ЭВМ рекомендуется проводить оценку погрешности результатов расчета с учетом анализа неопределенности. Для выполнения данной рекомендации при проведении расчетов кодом КУПОЛ-М разработана программа АВАН. Программа АВАН использует метод GRS и позволяет получать оценки основных неопределенностей основных теплогидравлических параметров, таких как давление, температура среды, концентрация веществ в газовом объеме. Учитываются неопределенности входных параметров, эмпирических корреляций и расчетных моделей.

В качестве примера использования программы АВАН представлены результаты расчетного моделирования эксперимента ISP-47, проведённого программой КУПОЛ-М версия 1.10a. Эксперимент ISP-47 проведен на установке TOSQAN, предназначенной для экспериментального исследования теплогидравлики защитной оболочки водоводяных реакторов под давлением (ВВЭР и PWR) в условиях тяжелой аварии, включая задачи, связанные с водородной безопасностью.

В результате анализа чувствительности определены параметры, неопределенность которых оказывает наибольшее влияние на отклонения расчетной температуры и давления от экспериментальных данных, полученных на установке TOSQAN.

Сравнение результатов расчёта с экспериментальными данными и оценка неопределенностей параметров представляется в виде границ интервала с заданным уровнем доверительной вероятности.

Применение моделей пузырькового кипения на стенке в CFD-кодах

Сергеев В.В.[1], Патракеева А.И.[1,2]

[1] АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

[2] ОИАЭ – филиал НИЯУ «МИФИ», Обнинск

Ключевые слова: пузырьковое кипение в большом объеме, отрывной диаметр, тепловой поток, перегрев стенки, кризис кипения, CFD, системные коды

В докладе представлен анализ модели докризисного (пузырькового) кипения на стенке применительно к условиям «большого объема» в кодах ANSYS Fluent 15, ANSYS Fluent 19 и STAR CCM 13.2.

В модели кипения тепловой поток на испарение жидкости представлен в виде произведения плотности центров парообразования на объем парового пузырька по отрывному диаметру, далее на частоту отрыва пузырька, плотность пара и теплоту фазового перехода. Данный подход новаторский и принципиально отличается от методик, используемых в сетевых кодах (КОРСАР, RELAP и др.) в которых принята эмпирическая корреляция Чена для кипения в трубах.

При детализации данной модели используются несколько упрощенных подмоделей для определения плотности центров парообразования, частоты отрыва пузырьков и отрывного диаметра в зависимости от давления и величины перегрева температуры стенки выше точки насыщения жидкости. Частота отрыва определяется теоретически через отрывной диаметр.

Анализ первой комбинации подмоделей кипения (Lemmert – Chawla – для плотности центров и Tolubinski – Kostanchuk – для отрывного диаметра, принятой по умолчанию в Fluent) показал, что несмотря на простые соотношения, в целом модель дает удовлетворительные результаты при атмосферном давлении для кипения в большом объеме. Однако зависимость от давления – квазилинейная, что приводит к завышению теплового потока с ростом давления в диапазоне до 70 бар (в реальности тепловой поток пропорционален квадратному корню из величины давления). Причина такого различия – отсутствие уменьшения отрывного диаметра пузырька с ростом давления (по опытам Кутателадзе).

Расчеты по второй комбинации подмоделей в программном модуле Ansys Fluent путем прямого расчета в коде, и расчетам по представленным формулам в описании кодов, не привел к положительным результатам.

Однако, отмеченные коды допускают авторскую трактовку составляющих подмоделей кипения на стенке в виде собственных программных блоков пользователей (UDF). В докладе представлен один из вариантов модернизации подмодели кипения в рамках принятого подхода.

В отмеченной модели кипения на стенке для кода Fluent отсутствует модель расчета кризиса 1 рода, что принципиальным образом ограничивает использование программы. Однако в коде STAR-CCM (версии 13.2) представлен вариант ограничения на плотность центров парообразования при достижении заданного максимального перегрева стенки. В трех описаниях кодах Fluent 19 и STAR CCM 13.2 допущены опечатки в исходных формулировках модели кипения, что затрудняет их анализ.

В целом следует вывод, что модель кипения на стенке («wall boiling»), принятая в CFD-кодах является новаторской и поэтому значительно уступает по степени проработки и верификации аналогичным моделям в сетевых кодах (КОРСАР, RELAP и др.), известных с 1960-х годов. Соответственно при разработке отечественных кодов необходимо учитывать этот фактор.

Нейросетевое моделирование теплогидравлических параметров реакторной установки с целью прогнозирования отказов барьеров безопасности

Делова М.И.
ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: нейронные сети, прогнозирование, температура топливной сборки, давление в газовом зазоре

Данное исследование посвящено созданию нейросетевых моделей для прогнозирования температуры топливной сборки и давления в газовом зазоре твэлов при различных значениях расхода теплоносителя и мощности энерговыделения. Предполагается, что созданные модели и результаты их работы могут быть использованы для оценки целостности оболочек твэлов.

Разрабатываемые нейросетевые модели работают по принципу итерационного прогнозирования с фиксированным шагом по времени. Входными параметрами моделей служат данные о текущем состоянии системы и предыстория изменения прогнозируемых величин на нескольких предыдущих шагах. Выходом моделей является предсказание температуры и давления на очередном временном шаге. Поскольку температура сборки является неоднородным по высоте параметром, прогнозирование температуры осуществляется для нескольких точек по высоте сборки, в то время как давление в газовом зазоре предсказывается единым значением.

На начальном этапе работы для обучения нейросетевых моделей были получены данные по профилю температур оболочек и давлению в твэлах из результатов расчётов экспериментов PHEBUS FPT, выполненных с помощью тяжелоаварийного кода СОКРАТ/В3. На данный момент задача решалась в упрощенной постановке: в качестве входных параметров рассматривались только расход теплоносителя и мощность энерговыделения, влияющие на температуру и давление. Поскольку эксперимент проводился в паровой среде, обучающая выборка соответствует данным только для этого типа среды, кроме того, выборка ограничивалась данными до достижения максимальной температуры твэл 1500 К (данное значение выбрано в качестве примерного порога, выше которого начинается интенсивная пароциркониевая реакция, тепловыделение от химических взаимодействий становится доминирующим, геометрическая целостность оболочек нарушается). В дальнейшем возможно расширение модели за счет добавления большего числа учитываемых параметров и расширения области применения.

Для покрытия всего диапазона возможных граничных условий была проведена серия расчетов для определения параметров экспериментальной сборки при постоянных значениях мощности и расхода теплоносителя. Оценка качества моделей выполнялась как на тестовой выборке, сформированной из общего массива расчётных данных, так и путём сопоставления с экспериментальными данными.

Валидация нейросетевых моделей проводилась на данных экспериментов PHEBUS FPT1 и FPT3, имеющих переменную во времени историю изменения нейтронной мощности и расхода теплоносителя. Это позволяет проверить, сохраняют ли зависимости, определённые на данных, полученных при постоянных значениях параметров, свою корректность в условиях динамического изменения входных параметров. Успешное прогнозирование температуры и давления на нестационарных экспериментальных данных свидетельствует о способности моделей к обобщению и подтверждает их применимость для оценки состояния сборки при аварийных сценариях на реакторных установках.

Методика разработки и тестирования моделей отдельного оборудования при создании комплексных расчетных моделей РУ в одномерных расчетных кодах

Ильин К.Н., Шалагинова С.А., Коновалов И.А., Хизбуллин А.М.

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Для проведения расчетных анализов нестационарных процессов в контурах ЯЭУ с водо-водяными реакторами используются системные теплогидравлические расчетные коды. В них реализована возможность моделирования сложных процессов, включающих в себя комбинированный теплообмен за счет конденсации, излучения с развитием естественной циркуляции в каналах систем.

В работе представлена методика создания модели воздушного теплообменника системы пассивного отвода тепла в одномерном расчетном коде на основе объектного подхода к проектированию. Особенностями теплообменника, как части системы, работающей на принципе пассивного теплоотвода, являются:

– теплообменная поверхность, образованная пучком оребренных труб, внутри которых течет пароводяная смесь;

– применение воздуха в качестве охлаждающей среды, омывающей трубный пучок по наружной поверхности;

– наличие лучистого теплообмена через прозрачную среду между нагретой теплообменной поверхностью и конструктивными элементами воздуховода.

Для реализации модели воздушного теплообменника в комплексной модели РУ были учтены особенности теплообмена через оребренную поверхность труб с использованием методики, приведенной в работах Жукаускаса А.А.

Также было рассмотрено влияние учета теплообмена излучением на развитие естественной циркуляции как по греющему теплоносителю в виде пароводяной смеси, так и по охлаждающему атмосферному воздуху.

В результате работы была создана параметрическая модель воздушного теплообменника, в которую были интегрированы специализированные замыкающие соотношения для теплообмена с оребренными трубами, не предусмотренные базовой версией используемого расчетного кода. Выделенная модель была использована для проведения вариативных расчетов с целью поиска оптимальной работоспособной конструкции теплообменника и в дальнейшем, встроена в комплексную расчетную модель реакторной установки.

Разработка программной методики теплогидравлического расчета условий охлаждения поглощающего элемента в направляющем канале тепловыделяющей сборки ВВЭР

Матюшин А.А., Чуркин А.Н.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

Ключевые слова: поглощающий элемент, направляющий канал, СУЗ, тепловыделяющая сборка, ВВЭР, программная методика, условия охлаждения

Программа «ТРАНК» – программное средство, предназначенное для определения условий охлаждения поглощающего элемента (ПЭЛ) в направляющем канале (НК) тепловыделяющей сборки реакторов типа ВВЭР. В ходе работы программы производится сопряженный расчет параметров теплоносителя в НК и температурных полей во всех элементах конструкции (НК, оболочка ПЭЛ, поглощающий материал ПЭЛ).

В постановке задачи рассматривается НК с помещенным внутрь него ПЭЛ. НК омывается теплоносителем со стороны активной зоны с заданными параметрами. Внутри НК так же протекает теплоноситель, выполняющий функцию отвода радиационных энерговыделений и охлаждающий ПЭЛ. В программе возможен раздельный учет внутренних энерговыделений для материалов НК, оболочки ПЭЛ и поглощающего материала, а также для теплоносителя. Учитываются различные варианты расположения ПЭЛ внутри НК по высоте, а также концентричный и эксцентричный варианты расположения относительно центральной оси НК.

В новой версии программы была существенно модернизирована методика расчета температурного поля внутри ПЭЛ и разработаны соответствующие программные процедуры. Также изменению подверглись другие внутренние процедуры программы, отвечающие за считывание, запись и обработку данных, процедура расчета коэффициента теплоотдачи при различных режимах протекания теплоносителя и процедуры гидравлического расчета.

Расчетная область как в теплоносителе, так и в конструкционных материалах, разбивается на участки по высоте, азимуту и радиусу. Для каждого контрольного объема в теплоносителе записывается система уравнений, состоящая из уравнения энергии, движения и неразрывности.

Полученная система уравнений дополняется замыкающими отношениями для расчета коэффициента гидравлического сопротивления и коэффициента теплоотдачи для однофазного и двухфазного потока и решается с помощью метода последовательных итераций с релаксацией.

Для контрольных объемов в конструкционных материалах записывается дифференциальное уравнение теплопроводности в цилиндрической системе координат с учетом внутренних источников энергии $q_v(r)$ в стационарной постановке. Уравнение теплопроводности дополняется граничными условиями третьего рода, приводится к конечно-разностному виду, и решается с помощью метода Гаусса – Зейделя с коэффициентом релаксации.

Для валидации новой версии программы создан банк экспериментальных данных и аналитических задач, на котором валидировалась и верифицировалась новая версия программы. Проведены кроссверификационные расчеты с программным комплексом КОРСАР для вариантов с концентричным расположением ПЭЛ относительно центральной оси НК.

Выполненная модернизация методики программы и её алгоритмической части позволяет производить более корректное физическое моделирование процесса охла-

ждения ПЭЛ в НК, а также получить более подробное температурное поле внутри ПЭЛ. Добавлена возможность внедрять новые корреляции, которые могут повысить точность проводимых расчетов, что и будет исследоваться на последующих этапах модернизации и валидации программы.

Об основных результатах работы в 2025 году секции № 2 «Теплогидродинамика и моделирование мультифизических процессов» Экспертного совета по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре

Яшников Д.А.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: экспертиза, аттестация, программа для ЭВМ, теплогидродинамика, мультифизические процессы

Представлены сведения о нормативно-правовой основе процедуры экспертизы программ для электронных вычислительных машин, используемых в целях построения расчетных моделей процессов, влияющих на безопасность объектов использования атомной энергии: статья 26 Федерального закона от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии», Порядок проведения экспертизы программ для ЭВМ (далее – Порядок, утвержден приказом Ростехнадзора от 04.04.2023 № 141, зарегистрирован в министерстве юстиции Российской Федерации 08.06.2023 № 73783), Положение об Экспертном совете по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре (утверждено приказом Ростехнадзора от 25.03.2025 № 98).

Приведена информация о деятельности секции № 2 «Теплогидродинамика и моделирование мультифизических процессов» Экспертного совета по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре и об основных результатах ее работы в 2025 году, в частности представлены сведения о результатах экспертизы следующих типов теплогидравлических программ для ЭВМ:

– «субканальные» программы для ЭВМ, предназначенные для теплогидравлического расчета активной зоны реактора;

– программы для ЭВМ, предназначенные для моделирования теплогидро- и газодинамических задач;

– «одномерные» программы для ЭВМ, предназначенные для моделирования проектных аварий атомных станций;

– программы для ЭВМ, предназначенные для моделирования запроектных аварий атомных станций, в том числе тяжелые;

– программы для ЭВМ, относящиеся к классу «кодов со сосредоточенными параметрами» и предназначенные для расчетов параметров парогазовой среды внутри герметичного ограждения блока атомной станции.

Приведены сведения о результатах экспертизы программ для ЭВМ, используемых при проведении расчетного обоснования безопасности инновационных реакторных установок, в том числе с реакторами с жидкометаллическим и газовым теплоносителями.

Обеспечение связанных расчетов с использованием кодов HYDRA-IBRAE/LM и ПП «Логос»

Захаров М.Ю., Тихомиров Г.В.

НИЯУ «МИФИ», Москва

Ключевые слова: связанный расчет, CFD, системный код, HYDRA-IBRAE/LM, Логос, Логос-Платформа

Общепринятым подходом к моделированию контуров реакторных установок (РУ) является использование системных кодов. В рамках данного подхода рассчитываются осредненные параметры (давление, температура, скорость и др.) в укрупненных контрольных объемах. При этом результаты расчетов существенно зависят от способа разбиения компонентов на расчетные ячейки, а также выбора эмпирических коэффициентов.

Методы вычислительной гидродинамики (CFD) обеспечивают более высокое пространственно-временное разрешение и позволяют детально описывать локальные трехмерные эффекты, однако их применение для моделирования полномасштабных контуров РУ ограничено значительными вычислительными затратами.

В связи с этим сопряженное использование CFD- и системных кодов рассматривается как компромиссный подход, позволяющий обеспечить требуемую точность расчетов при приемлемых вычислительных затратах. При этом такие методы требуют проведения процедур верификации и валидации для количественной оценки неопределённостей прогноза.

Для реализации сопряженных расчетов разработан управляющий программный модуль (мастер-скрипт), обеспечивающий взаимодействие системного кода HYDRA-IBRAE/LM и пакета программ (ПП) «Логос». Реализованная архитектура основана на внешнем сопряжении с использованием обмена данными через входные и выходные файлы и последовательной схемы выполнения расчетов. Взаимодействие с ПП «Логос» реализовано с использованием возможностей модуля Логос-Платформа, обеспечивающего интеграцию внешних расчетных модулей для мультидисциплинарных задач.

В рамках предложенного подхода обеспечивается передача граничных условий между программными средствами, синхронизация по времени, а также сопоставление параметров на интерфейсных границах. Пространственное сопряжение реализовано на основе декомпозиции расчетной области с заданием границ взаимодействия между моделями.

В программном модуле реализованы явная и полунеявная схемы сопряжения. Полунеявная схема предусматривает проведение итераций на каждом временном шаге до достижения сходимости параметров на интерфейсной границе, что обеспечивает согласованность потоков массы, импульса и энергии между моделями. Явная схема характеризуется меньшими вычислительными затратами, однако накладывает ограничения на шаг по времени из условий устойчивости.

Разработанный подход верифицирован и валидирован на ряде тестовых и экспериментальных задач, включая моделирование теплогидравлических процессов в установке TALL и задачах с локальными выраженными трехмерными эффектами течения. Проведенные кроссверификационные расчеты показали хорошее согласие результатов сопряженного моделирования с экспериментальными данными и автономными расчетами. Показано, что применение разработанной методики позволяет корректно учитывать влияние локальных трехмерных эффектов на параметры потока в контуре при существенно меньших вычислительных затратах по сравнению с полномасштабным CFD-моделированием. Полученные результаты подтверждают применимость предложенного подхода для анализа теплогидравлических процессов в реакторных установках с жидкометаллическим теплоносителем.

Исследование возможности прогнозирования состояния реакторной установки ВВЭР-1000 по показаниям СВРК с применением методов машинного обучения

Степанов А.А.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск

Ключевые слова: АЭС, машинное обучение, ВВЭР-1000, СВРК, прогнозирование, кластеризация, PCA, LSTM, нейросети

Современные АЭС оснащены разветвленными системами внутриреакторного контроля (СВРК), регистрирующими сотни технологических параметров в режиме реального времени. Анализ этих данных позволяет не только контролировать текущее состояние реактора, но и прогнозировать его изменение, что критически важно для обеспечения безопасности и эффективности эксплуатации. Традиционные детерминистические модели часто не учитывают всю сложность взаимосвязей между параметрами, поэтому в последние годы активно развиваются подходы на основе машинного обучения.

В настоящей работе исследуется возможность прогнозирования мощности реакторной установки ВВЭР-1000 по многомерным временным рядам показаний СВРК. Исходные данные включают более 600 параметров: температуры в 95 точках (показания термопар), энерговыделение по 448 датчикам прямого заряда, положения органов СУЗ, давление, расходы теплоносителя и др. Временной шаг составляет примерно один час, что позволяет строить прогнозы на несколько часов вперед.

Разработана методика обработки и анализа данных, включающая несколько этапов. На первом этапе производится предобработка: удаление константных признаков, интерполяция пропусков, сглаживание скользящим средним и нормализация. Затем выполняется кластеризация временных точек для выделения устойчивых режимов работы реактора. После этого для каждого выделенного кластера в отдельности применяется метод главных компонент (PCA) с целью снижения размерности и выявления внутренней структуры данных. Такой подход позволяет сохранить 95 % дисперсии внутри каждого кластера, что существенно упрощает дальнейший анализ и интерпретацию полученных результатов. Для выделения устойчивых режимов работы реактора проведена кластеризация временных точек на предобработанных данных методом k-средних. Оптимальное число кластеров ($k = 4$) определено по силуэтному коэффициенту. Анализ средних профилей показал, что кластеры соответствуют различным режимам: стационарная работа на мощности, переходные процессы разогрева и охлаждения, а также режимы сниженной мощности (например, ночной провал). Для каждого кластера в отдельности применён метод главных компонент (PCA), что позволило снизить размерность при сохранении 95 % дисперсии внутри кластера и выявить специфические корреляционные структуры, характерные для каждого режима. Построены проекции точек на первые две главные компоненты, визуально подтверждающие компактность кластеров и их разделимость.

На основе полученных кластеров разработана прогнозная модель для параметра тепловой мощности реактора. Использована архитектура Long Short-Term Memory (LSTM) с окном истории 10 часов и горизонтом прогноза 1 час. Входными данными служат главные компоненты PCA. Модель обучалась на 80 % временного ряда, валидировалась на последующих 20 %. Средняя абсолютная ошибка (MAE) на валидационной выборке составила 4,8 МВт (менее 0,5 % от номинальной мощности), что подтверждает высокую точность прогноза. Для сравнения была построена модель на осно-

ве градиентного бустинга, показавшая сопоставимый результат (MAE = 5,1 МВт), однако LSTM лучше учитывает долговременные зависимости.

Таким образом, предложенный подход, основанный на комбинации методов снижения размерности, кластеризации и глубокого обучения, позволяет с высокой точностью прогнозировать мощность ВВЭР-1000 по данным СВРК. Разработанные модели могут быть использованы в системах поддержки оператора для раннего обнаружения отклонений и оптимизации управления мощностью. Дальнейшие исследования будут направлены на прогнозирование других важных параметров (офсет, кампания топлива) и внедрение моделей в прототип программного обеспечения верхнего уровня АСУ ТП.

Расчетный анализ влияния оребрения транспортных упаковочных комплектов на температурные режимы с использованием CFD-кодов

Нестеренко И.С., Нуруллина Г.Д., Каримов А.З.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: тепловой расчет, обоснование безопасности, моделирование, ANSYS, ТУК, ОТВС, оребренная поверхность, теплоотвод, валидация

Одним из направлений улучшения технико-экономических характеристик реакторных установок различных типов является увеличение эффективности топливоиспользования за счет увеличения длительности кампании и увеличения глубины выгорания ядерного топлива. При этом глубоковыгоревшее отработавшее ядерное топливо, образовавшееся в результате работы ядерных реакторов, обладает повышенным остаточным тепловыделением, что обуславливает определенные сложности при его транспортировании на переработку или на централизованное хранение в транспортных упаковочных комплектах (далее – ТУК). Вместе с тем, ТУК нового поколения проектируются с увеличенной вместимостью ОТВС и с сохранением габаритных размеров для обеспечения совместимости с существующей инфраструктурой.

Вышеуказанные факторы приводят к тому, что значения температур элементов ТУК (нейтронной защиты, герметизирующих элементов) приближаются к температурным пределам работоспособности конструкционных материалов.

Одной из главных задач при проектировании ТУК является интенсификация теплоотдачи с помощью поверхностного оребрения. Ключевым аспектом при этом выступает выбор геометрии ребер, позволяющей достичь максимальной эффективности рассеивания тепла с минимальным расходом материала. Ввиду ограниченности эмпирических зависимостей, используемых для анализа теплоотдачи оребренных поверхностей, целесообразно применять расчетно-экспериментальные методы оценки. В работе обобщен опыт ФБУ «НТЦ ЯРБ» по изучению эффективности теплоотвода различных типов оребрения ТУК с использованием программного обеспечения ANSYS и валидированных по экспериментальным данным расчетных моделей.

Модель EPEQR для расчётной оценки стратифицированного состояния кориума реакторов ВВЭР

Муратов Е.Т.

ИБРАЭ РАН, Москва

Ключевые слова: ВВЭР, тяжёлая авария, кориум, стратификация, CALPHAD

Реакторные установки (РУ) ВВЭР эксплуатируются на большинстве энергоблоков российских АЭС и в ряде зарубежных стран. В России и за рубежом ведётся строительство новых энергоблоков с данным типом РУ. В настоящее время продолжается работа над новым проектом АЭС с ВВЭР-600, планируемым к реализации на ряде площадок до 2042 года. Распространение технологии ВВЭР объясняется её высокой экономической эффективностью и высоким уровнем безопасности. Расчётный анализ безопасности является неотъемлемой частью комплексных работ по поддержанию и повышению безопасности АЭС. Российские нормы и правила в области безопасности атомных станций НП-001-15 требуют проведения детерминистического анализа безопасности как для проектных, так и запроектных аварий. Для области запроектных аварий введено требование реалистичности проводимого анализа. Понятие реалистического подхода к моделированию предполагает использование моделей и кодов наилучшей оценки в соответствии с руководством МАГАТЭ SSG-2.

В России расчётный анализ запроектных аварий на РУ ВВЭР, включая тяжёлые аварии с плавлением топлива, выполняется при помощи интегрального кода СОКРАТ. Конфигурация ванны расплава активной зоны и внутрикорпусных устройств (кориума) при тяжёлых авариях оказывает сильное влияние на профиль тепловых потоков к стенке корпуса реактора, удерживающего расплав от перемещения на дно гермооболочки – последнего физического барьера на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду на АЭС с РУ ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Реалистическая оценка стратифицированного состояния кориума особо важна для обоснования эффективности системы удержания расплава внутри корпуса реактора ВВЭР-600 с наружным охлаждением водой. В настоящее время в коде СОКРАТ используется модель ванны расплава, в которой используется фиксированный состав металлической фазы кориума, задаваемый пользователем. Применительно к моделированию удержания расплава в корпусе реактора актуальной задачей является внедрение в модель функции динамического расчёта характеристик расплава в соответствии с условиями (материальный состав, степень окисления, температура, тепловыделение), меняющимися в ходе конкретного сценария тяжёлой аварии.

Для решения этой задачи разработана модель EPEQR (Evaluation of Phase EQuilibrium for in-vessel coRium – оценка фазового равновесия внутрикорпусного кориума). В её основе лежат следующие допущения:

– рассматривается упрощённый состав кориума, включающий в себя его основные химические элементы U, Zr, Fe, O;

– расплав кориума рассматривается в точечном приближении по температуре и составу;

– стратификация кориума происходит мгновенно;

– на расчётном шаге тепловой задачи устанавливается состояние кориума, близкое к термодинамическому равновесию;

– расплав рассматривается как несжимаемая жидкость (давление не влияет на состояние стратификации).

Модель EPEQR основана на подходе CALPHAD (CALculation PHAse Diagram – подход к расчёту фазовых диаграмм) и состоит из термодинамической модели расплава кориума, описываемой энергией Гиббса ассоциативного раствора, и соотношений, необходимых для постановки задачи глобальной минимизации: целевой функции оптимизации (энергия Гиббса системы) и ограничений (материальный баланс и условия неотрицательности параметров состава кориума). Входными данными для термодинамического моделирования является элементный состав и температура расплава кориума. Выходными параметрами является количество равновесных фаз, количество их вещества и их химический состав. В частности, эти данные позволяют оценить плотность оксидной и металлической фаз в ванне расплава и автоматически определить равновесную конфигурацию стратифицированной ванны с учётом предыстории разрушения активной зоны и внутрикорпусных устройств. Валидация модели проведена на основе данных экспериментов MASCA STFM-Fe и MA, полученных с использованием прототипных для ВВЭР материалов при значениях температур выше температуры ликвидус. Результаты расчётов демонстрируют хорошее соответствие в части воспроизведения элементных составов и количества вещества фаз расплава кориума.

Модель программно реализована в виде автономного расчётного модуля на языке python. Основу расчётного модуля составляет открытый программный модуль pycalphad. Рабочий цикл модуля обеспечивает его работу в режиме сервиса, обрабатывающего запросы на расчёт, что облегчает его внедрение в интегральные коды. В частности, программная реализация модели EPEQR обеспечивает её совместимость с расчётными модулями кода СОКРАТ, что позволяет использовать её в сквозных расчётах тяжёлых аварий на АЭС с ВВЭР.

Моделирование струйного течения лёгкого газа в задачах обоснования безопасности АЭС

Морозов А.Г., Чернова П.Д.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск

Ключевые слова: водород, гелий, струйное течение, безопасность АЭС, CFD, STAR-CCM+, CADFlo, герметичное ограждение

Нормативная документация (НП-040-02, НП-001-15, НП-010-16) устанавливает требования к обеспечению водородной взрывозащиты блоков АЭС при различных условиях эксплуатации. При проектировании АЭС должен быть проведен анализ распространения, образования и накопления водорода в атмосфере герметичного ограждения при нормальной эксплуатации АЭС, а также при авариях.

Инструменты вычислительной гидродинамики (CFD-коды) являются одним из основных средств для получения пространственных значений газодинамических параметров в объеме герметичного ограждения. В сценариях тяжелых аварий с потерей теплоносителя происходит интенсивное образование водорода. Его поступление в герметичные помещения контейнмента приводит к формированию стратифицированных слоев, в которых концентрация водорода может превысить нижний концентрационный предел распространения пламени (4 % об.).

Исключение возможности возникновения условий для детонации водородовоздушных смесей обусловливает необходимость прогнозирования распространения и

стратификации водорода в объеме контейнмента АЭС. В мировой экспериментальной практике в качестве безопасного аналога водорода применяется гелий. Он обладает близкой молекулярной массой и схожим аэродинамическим поведением в поле сил тяжести. Указанные факторы определяют актуальность валидации расчетных кодов на данных экспериментов с использованием гелия.

Для решения данной задачи были выбраны три эксперимента, моделирующих различные режимы истечения и распространения легкого газа.

Эксперимент 1: струйное истечение водорода. Моделируется подача водорода из сопла малого диаметра в воздушную атмосферу под действием высокого перепада давлений, имитирующая выход легкого газа в гермообъем.

Эксперимент 2: истечение гелия в незамкнутый объем. Моделирование струйного истечения гелия в объем (бокс), имитирующий помещение АЭС с воздуховодом.

Эксперимент 3: установка THAI, эксперимент HM-1 (стратификация легкого газа). Исследуется формирование и расслоение гелиевой атмосферы в установке линейного масштаба 1:100 относительно контейнмента АЭС.

Результаты моделирования для оценки процессов истечения и распространения легкого газа в условиях воздушной атмосферы и герметичного объема, полученные с помощью CFD-пакетов STAR-CCM+ и CADFlo, продемонстрировали качественное и количественное соответствие экспериментальным данным. Для всех рассмотренных экспериментов получено удовлетворительное воспроизведение картины течения от формирования устойчивой стратификации в замкнутом объеме до поведения высоконапорной струи. CFD-моделирование корректно отражает снижение концентрации по оси струи, положение фронта смешения и динамику заполнения газом бокса с вентиляционным воздуховодом.

Экспериментальное исследование и численный расчет процессов газового барботажа

Грицай А.С., Девяткин М.В., Богатый А.А., Павлов А.В.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор

Ключевые слова: газовый барботаж, режимы двухфазного течения, двухфазное течение, расчетный код, РК «КОРСАР», снарядный режим течения

Истинное паро- или газосодержание, а также режим течения играют важную роль при анализе теплогидравлических процессов, протекающих в активной зоне водоохлаждаемых ядерных реакторов. В сценариях отключения циркуляции теплоносителя через активную зону возникают режимы свободной конвекции и двухфазного течения с низкими скоростями. Основная сложность расчета таких явлений связана с многофакторностью процесса. В активной зоне водоохлаждаемых ядерных реакторов газосодержание изменяется по высоте за счет снижения давления и генерации газовой фазы при кипении. Для получения комплексной картины явления и универсальной методики расчета необходимо рассмотреть влияние отдельных факторов. В работе рассмотрено влияние диаметра и высоты канала на газосодержание и режимы течения.

Основные зависимости определения газосодержания при барботаже условно можно разделить на эмпирические (критериальные) и расчетные, основанные на физических моделях двухфазного потока (модель потока дрейфа). Подавляющее большинство

этих моделей нацелено на определение газосодержания без учета эволюции режимов течения по длине рабочего участка. Для получения универсальной методики расчета и прогнозирования теплогидравлических процессов необходимо дополнительное изучение эволюции течения.

Цель работы – сравнение расчетных и экспериментальных значений газосодержания в зависимости от диаметра и высоты рабочего участка.

Для применения полученных данных при проектировании объектов энергетики необходимо создание аттестованного расчетного кода (РК). Одним из таких кодов является программный комплекс «КОРСАР» (КОмплексный РаСчет Атомных Ректоров). Расчетный код «КОРСАР» базируется на двухжидкостной модели нестационарной контурной теплогидравлики, имеет модульную структуру функционального наполнения, обеспечивающую с помощью сервисных программных средств возможность формирования и решения задачи в идеологии гибкой топологической схемы, т.е. возможность расчета реакторных и других теплоэнергетических установок с произвольными составом и компоновкой оборудования.

Исследованы два рабочих участка (РУ) высотой 3,5 м и диаметрами 10 и 32 мм. Расход газовой фазы изменялся от 0,37 до 11,83 г/мин. Система открыта и сообщается с атмосферой. На выходе из РУ установлена емкость объемом 250 л, для исключения осушки РУ. Измерение газосодержания осуществлялось при помощи дифференциальных манометров. Эксперименты проводились при $Mo = 2{,}6\times10^{-11}$ и $Bo = 13$ и 139.

Эксперименты проводились на стенде ФГУП НИТИ им А.П. Александрова «исследования теплогидравлических процессов» (ИСТП) в элементах энергетического оборудования. Стенд состоит из:

– блока подготовки и поддержания постоянных параметров основного теплоносителя (воды);

– сменных рабочих участков;

– блока конденсации и охлаждения основного теплоносителя;

– системы подвода воздуха.

К особенностям стенда можно отнести возможность прямого обогрева рабочего участка, что позволит максимально приблизится к реальному процессу.

Измерено газосодержание по высоте рабочего участка. Зафиксировано влияние диаметра и высоты рабочего участка на процесс. Произведено сравнение расчетных и экспериментальных значений. Обнаружено удовлетворительное согласование расчетных и экспериментальных данных при малых расходах воздуха. Увеличение расхода воздуха приводит к смене режимов течения и расхождению экспериментальных данных с расчетными как качественно, так и количественно.

Расчетно-экспериментальные исследования перемешивания неизотермических потоков теплоносителя в нижнем собирающем коллекторе ВТГР

Игонин М.А.[1], Игонина К.В.[1], Диденко Д.В.[1], Никаноров О.Л.[1], Фадеев И.Д.[1], Добров А.А.[2]

[1] АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород
[2] НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород

Ключевые слова: высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, графитовая кладка, нижний коллектор, неизотермическое перемешивание

В соответствии со Стратегией развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года (Стратегия-2021, одобрена решением Президиума НТС Госкорпорации «Росатом» 15 марта 2022 года) развитие атомно-водородной энергетики на базе высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) отнесено к перечню основных задач, решение которых необходимо для увеличения доли атомной энергетики в энергобалансе Российской Федерации. Комплексная программа НИОКР по разработке технологических решений для создания атомной энерготехнологической станции с ВТГР и химико-технологической частью для производства водородосодержащей продукции реализуется с 2021 года в рамках Инвестиционной программы АО «Концерн Росэнергоатом».

При разработке ВТГР ключевой задачей является обоснование теплотехнической надёжности реактора в целом и его элементов в частности. Одна из особенностей теплогидравлики реактора связана с неравномерностью энерговыделения в активной зоне реактора, в результате чего в нижний собирающий коллектор поступают потоки гелиевого теплоносителя с различной температурой. Для обеспечения требуемого ресурса теплообменного оборудования первого контура необходимо снижение температурной неравномерности. В связи с этим необходимо обеспечить смешение потоков гелия для выравнивания профиля температур на выходе из горячего газохода при приемлемом гидравлическом сопротивлении. В рамках решения данной задачи были выполнены экспериментальные исследования перемешивания разнотемпературных потоков газа на вновь созданном аэродинамическом стенде.

Целями настоящей работы являлись анализ экспериментальных данных и валидация численной модели с дальнейшим выполнением численного моделирования процесса перемешивания разнотемпературных потоков газа в нижнем собирающем коллекторе при работе реактора на номинальной мощности для подтверждения проектных решений, представленных в реакторной установке ВТГР.

В докладе приведено описание конструкции нижнего собирающего коллектора с горячим газоходом, режима работы, постановки задачи численного моделирования. Представлено описание методики численного моделирования перемешивания разнотемпературных потоков гелия в нижнем собирающем коллекторе ВТГР, базирующейся на использовании программного комплекса вычислительной аэрогидродинамики FlowVision. Приведён сравнительный анализ и сопоставление результатов численного моделирования и экспериментальных исследований перемешивания на модели нижнего собирающего коллектора. Максимальное отклонение значений контрольной величины, полученных в результате расчета от значений, полученных в эксперименте, не превышает 11 %. Результаты численного моделирования перемешивания в нижнем собирающем коллекторе и горячем газоходе ВТГР показали, что температурная неоднородность на выходе из горячего газохода не превышает 10 °С.

Работы выполнены в рамках НИОКР по заказу АО «Концерн Росэнергоатом».

Расчетное исследование и оценка влияния неопределенности начальных условий на время до плавления активной зоны малого модульного реактора

Оловягин А.С., Курбонмамадов А.Ш., Хлобыстов В.М., Киркин А.М.

ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва

Ключевые слова: атомные станции малой мощности, неопределенности, запас времени до плавления активной зоны, запроектная авария, потеря теплоносителя, полное обесточивание

В Российской Федерации в рамках Национального проекта «Новые атомные и энергетические технологии» и Генеральной схемы размещения объектов электроэнергетики до 2042 года, утвержденной распоряжением Правительства Российской Федерации от 30.12.2024 г. № 4153-р, предусмотрено создание атомных станций малой мощности (далее – АСММ) с малыми модульными водо-водяными реакторами. Несмотря на применение для указанных установок апробированных технических решений транспортных и транспортабельных ядерных энергетических установок, специфика их наземного размещения в составе АСММ должна быть учтена в соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии к атомным станциям, в том числе и в части анализа безопасности аварийных режимов и мер по управлению запроектными авариями.

В соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии для всех атомных станций должны быть разработаны обоснованные меры по управлению запроектными авариями для предотвращения повреждения активной зоны и перерастания аварии в тяжелую, что, как правило, наступает при исходных событиях с течами первого контура и обесточиванием. С целью обеспечения готовности ФБУ «НТЦ ЯРБ» оказывать качественную научно-техническую поддержку органу государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии в рамках предстоящего лицензирования инновационных атомных станций малой мощности выполнено предварительное расчетное исследование запасов времени до плавления принятой модели активной зоны водо-водяной реакторной установки с интегрированной компоновкой для исходных событий с течами первого контура различного диаметра и обесточиванием энергоблока.

Расчетное исследование выполнено с использованием расчетной модели реакторной установки на базе тяжелоаварийной программы для электронных вычислительных машин. Реализованная модель учитывает принципы построения и некоторые конструктивные особенности активной зоны, корпуса реактора с интегрированным в него парогенератором, систем безопасности в границах стальной защитной оболочки, а также технических средств для управления запроектными авариями.

С использованием расчетной модели проведена оценка времени, которым обладает персонал до начала действий по управлению авариями с течами перового контура и обесточиванием. При выполнении оценки продемонстрирован подход к учету неопределенностей, обусловленных различными исходными состояниями реакторной установки до наступления исходных событий рассматриваемых в работе аварий, которые могут оказывать значительное влияние на пути протекания аварии.

Разработанная расчетная модель, результаты выполненных в рамках работы вариационных расчетов, дополненные оценкой влияния неопределенности начальных условий на запасы времени до начала плавления активной зоны малого модульного реактора при течах первого контура и обесточивании, позволяют сформировать основу рас-

четного инструментария ФБУ «НТЦ ЯРБ» для последующей оценки принимаемых в отношении инновационных малых модульных реакторов решений в части обеспечения безопасности при запроектных авариях.

Расчет совместной работы воздушных систем РУ БРЕСТ-ОД-300

Вишняков Е.А., Ларин И.А., Сапогов А.В., Сапожников И.С.

АО «НИКИЭТ», Москва

Ключевые слова: Численное моделирование, CFD, воздушные системы, БРЕСТ-ОД-300, HYDRAIBRAE/LM/V1.9, STAR-CCM+

Для обеспечения работы реакторной установки (РУ) БРЕСТ-ОД-300 в режимах нормальной эксплуатации и с нарушением нормальной эксплуатации предусмотрены воздушные системы: нормального расхолаживания (СНР), охлаждения корпуса блока реакторного (СОКР) и охлаждения камер выдержки негерметичных ТВС (СОКВ), аварийного охлаждения реактора (САОР). Целью проведённого исследования являлся анализ работоспособности воздушных систем при их совместной работе и по отдельности. Проведены расчёты стационарного состояния при условиях нормальной эксплуатации, а также нестационарного состояния для сценариев с пуском реакторной установки и аварийного останова при условии нарушения нормальной эксплуатации для режимов совместной работы СОКР, СОКВ, СНР, САОР и информационных каналов системы аварийного расхолаживания (ИК САОР). Рассмотрены два температурных состояния атмосферного воздуха: 38 °С и минус 55 °С.

Для исследования совместной работы систем СОКР, СОКВ, СНР и ИК САОР использована программа для ЭВМ HYDRA-IBRAE/LM/V1.9 (разработчик ИБРАЭ РАН), так как одномерный код позволяет при меньших трудозатратах в сравнении с программным комплексом, использующим в расчёте трёхмерные сеточные модели, определить значения параметров воздуха в трубопроводах разветвлённых систем. Однако одномерный подход не позволяет получить корректные распределения температур в корпусе блока реакторного (КБР). Поэтому расчёты полей температур в корпусе реактора проведены на модели КБР, составленной с использованием средств программы для ЭВМ STAR-CCM+.

Поиск исследуемых параметров произведен путём итерационных приближений с использованием программы для связки расчетов, реализованной на языке программирования Java. В стационарном приближении на первом шаге в модели КБР и шахты задавалась температура воздуха, а также коэффициенты теплоотдачи по выделенному разбиению в контрольных точках по длине. На втором шаге по окончании стационарного расчета трехмерной модели температуры внутренних поверхностей трубопроводов КБР и шахты передавались в одномерную модель СОКР, построенной средствами программы HYDRA-IBRAE/LM/V1.9, и проводился теплогидравлический расчет. На заключительном шаге данные по температурам теплоносителя и коэффициентам теплоотдачи в контрольных точках, соответствующих разбиению CFD-модели, возвращались обратно в трехмерную модель. По итогам расчётов с использованием связки 3D-1D определялись новые значения расхода и температуры воздуха на выходе систем, и итерация повторялась до момента, пока отклонения в значениях описанных параметров в новой итерации по сравнению со старой составят менее 1 %.

В дальнейшем с использованием настроенных моделей и насчитанных стационарных режимов проводились расчеты нестационарных режимов с итерационным шагом обмена в одну секунду, что позволило оценить работоспособность воздушных систем при их совместной работе.

По результатам расчетов совместной работы СОКР, СОКВ, СНР, САОР и ИК САОР показано, что работоспособность данных систем при их совместной работе в режимах нормальной эксплуатации и нарушения нормальной эксплуатации обеспечена.

При работе СОКР максимальная температура торцевой поверхности КБР не превышает предельно допустимое значение. СОКВ обеспечивает непревышение максимальной температуры оболочек твэл ОТВС выше допустимой. При совместной работе СНР, СОКР, СОКВ и ИК САОР наблюдается обратный ход воздуха в системе охлаждения корпуса реактора, а также в системе охлаждения камеры выдержки. При этом изменение температуры в ОТВС не превышает 4 °С, а работоспособность воздушных систем обеспечивается. В конечном итоге расходы в СОКР, СОКВ и ИК САОР выходят на постоянные расходы с прямым ходом воздуха. Следует также отметить, что работа СНР увеличивает расходы в данных системах по сравнению с результатами, полученными для режимов без работы СНР, что положительно влияет на их работоспособность. Отдельно рассмотрены режимы с аварийным остановом реакторной установки. При совместной работе САОР, ИК САОР, СОКР и СОКВ показано, что последние две негативно влияют на расход системы аварийного охлаждения реактора, но ее работоспособность не нарушается и от реактора отводится необходимая для охлаждения первого контура мощность.

Оценка мер по предотвращению образования взрывоопасных водородсодержащих смесей в оборудовании первого контура на АЭС с ВВЭР с применением расчётного кода ЕНИСЕЙ/ТРЕК Н2

Авдеенков А.В., Верховская А.О., Карнаухов В.Е., Седов М.К., Седов О.С.

АО «ВНИИАЭС», Москва

Ключевые слова: водородная взрывобезопасность, расчетные коды, межфазный перенос, терморадиолиз, первый контур

Вопрос предотвращения формирования взрывоопасных водородсодержащих смесей в газовых объёмах оборудования первого контура энергоблоков с реакторами ВВЭР остаётся одной из актуальных задач обеспечения безопасности при эксплуатации атомных станций. Ключевыми факторами, способствующими образованию такой смеси, являются: выделение водорода (продукта терморадиолиза теплоносителя) из теплоносителя в газовые полости через границу раздела фаз, а также попадание кислорода из атмосферного воздуха в ходе проведения технологических операций.

Для недопущения достижения взрывоопасных концентраций в настоящее время применяются меры, такие как продувка газовых полостей азотом и ограничение длительности операций с образованием газовых объёмов. Вместе с тем, подтверждение достаточной эффективности данных мероприятий требует дополнительного обоснования, поскольку выполнение прямых натурных измерений на действующих энергоблоках связано со значительными техническими и организационными сложностями.

В сложившихся условиях наиболее целесообразным представляется применение специализированных расчётных программных средств. На основе кода ЕНИСЕЙ/ТРЕК создан программный комплекс ЕНИСЕЙ/ТРЕК Н2, ориентированный на моделирование процессов миграции и аккумуляции водорода в системах первого контура. В состав комплекса входят:

– теплогидравлический модуль с развитыми моделями элементов первого контура;

– модуль расчёта массопереноса водорода, кислорода и азота через межфазную границу;

– модуль учёта процессов терморадиолиза теплоносителя;

– модуль оценки критериев взрывоопасности (пределы воспламенения, быстрого горения, детонации водородсодержащей смеси).

С использованием программного комплекса ЕНИСЕЙ/ТРЕК Н2 разработана расчётная модель энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 и выполнена серия расчётов для сценария прохождения режимов работы реакторной установки в диапазоне от начала расхолаживания до завершения разогрева (расхолаживание – «холодное» состояние – «останов для ремонта» – «холодное» состояние – разогрев).

Полученные результаты расчётного анализа подтвердили, что при соблюдении регламентных требований концентрация водорода в газовых полостях не выходит за рамки безопасных значений, установленных для предотвращения воспламенения водородсодержащей смеси.

Подписано в печать 27.04.2026.
Тираж 460 экз. Заказ № 110. Уч.-изд. л. 20,8. Усл. п. л. 18,3.

Отпечатано в ГНЦ РФ — ФЭИ.
249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.
АО «ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского».